PNC TN9410 88-011

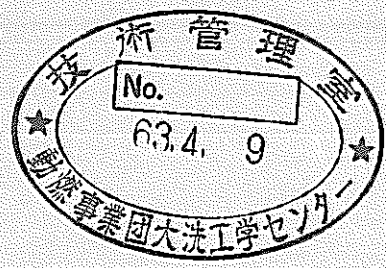
配布限定

区分変更

変更前区分番号	~~PNC~~
決裁年月日	平成 13年 7月 31日

実験炉部技術課試験研究成果速報

Vol.4, No.3 昭和62年10月～12月の成果概要



1987年12月

技術資料コード	
開示区分	レポートNo.
S	N9410 88-011

この資料は 図書室保存資料です
閲覧には技術資料閲覧票が必要です

動力炉・核燃料開発事業団大洗工学センター技術管理室

動力炉・核燃料開発事業団
大洗工学センター

本資料の全部または一部を複写・複製・転載する場合は、下記にお問い合わせください。

〒319-1184　茨城県那珂郡東海村大字村松4番地49
核燃料サイクル開発機構
技術展開部　技術協力課

Inquiries about copyright and reproduction should be addressed to:
Technical Cooperation Section,
Technology Management Division,
Japan Nuclear Cycle Development Institute
4-49 Muramatsu, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki, 319-1184
Japan

© 核燃料サイクル開発機構 (Japan Nuclear Cycle Development Institute)

配　布　限　定
PNC TN9410 88-011
1 9 8 8 年 2 月

登録区分
2001.7.31
変更表示

実験炉部技術課試験研究成果速報

Vol.4, No.3 昭和62年10月～12月の成果概要

溝尾　宣辰*　　前田　清彦*

要　　旨

本報告書は，実験炉部技術課が担当している試験研究のうち，昭和62年10月から12月の間に技術課内部資料（技術課メモ）として速報されたものの要旨をまとめたものである。

各成果速報は，その内容別に下記の項目に分類して編集されている。

- 高速実験炉の核特性の測定と解析・評価
- 炉内熱流力特性の測定・解析
- 設工認のための解析・検討
- 炉心内の機械的特性の解析・検討
- 高速実験炉のプラント諸特性の解析・検討
- 高速実験炉における中性子束・ガンマ線及び崩壊熱の測定と解析
- 計算機コード・マニュアルの作成と整備
- 高燃料度試験のための設置変更準備
- その他の試験研究及び解析・評価作業の成果

また，上記内容別の目次に加えて，技術課が担当する業務種別毎に分類した目次も設けた。

上記のとおり，本報告書は多岐に亘る内容の要旨を速報するものであり，これら各項目の詳細な解析・評価及び検討結果については，別途報告書が発行される。

＊　動力炉・核燃料開発事業団，大洗工学センター，実験炉部技術課

PNC TN9410 88-011

登録区分
2001.7.31
変更表示

NOT FOR PUBLICATION
PNC TN9410 88-011
FEBRUARY, 1988

Preliminary Results on Experiments, Analyses and Evaluations Performed by Reactor Technology Section, Experimental Reactor Division

Quarterly Report Vol.4, No.3

Nobutatsu Mizoo*, Kiyohiko Maeda*

Abstract

This report summarizes preliminary results on experiments, analyses and evaluations pertormed by Reactor Technology Section, Experimental Reactor Division during October through Decemher, 1987. All results described in the report were released with internal memoranda of Reactor Technology Section, before detailed analyses, evaluations, and/or discussions.

Each result is classified into the following categories according to its content.

- Results of measurements, analyses and evaluations for nuclear characteristics in JOYO.
- Results of measurements, analyses and evaluations for in-core thermal-hydraulic characteristics.
- Results of analyses and evaluations for official permission.
- Results of analyses and evaluations for core mechanics.
- Results of measurements and analyses for the plant characteristics of JOYO.
- Results of measurements and analyses of neutron flux, gamma ray and decay heat of JOYO.
- Production and/or arrangements of analyses codes and their manual.
- Preparation of Construction Permit Amendment for RTCB (Run To Cladding Breach) test.

---

*Reactor Technology Section, Experimental Reactor Division, Oarai Engineering Center, PNC

・Miscellaneous results.

Tables classified by kind of work are added.

After detailed discussions, analyses and evaluations, the final report for each program will be published, respectively.

目　　次

1. まえがき …… 1
2. 高速実験炉の工程と技術課が担当した試験研究 …… 2
2.1 高速実験炉の工程（昭和62年10月～12月） …… 2
2.2 技術課が担当した試験研究 …… 13
3. 高速実験炉の核特性の測定と解析・評価 …… 15
3.1 "MAGI"燃料温度計算の評価 …… (技－62－193) …… 16
3.2 第14サイクル用燃交計画について …… (技－62－206) …… 17
3.3 「常陽」MK－Ⅱ炉心における出力係数，燃料係数の傾向 (技－62－209) …… 18
3.4 第13サイクル記録計算用炉心構成要素の組成の登録 …… (技－62－211) …… 21
3.5 第2次取替用制御棒（TCR201）の原子数密度の計算 …… (技－62－212) …… 22
3.6 ステップ応答測定・解析結果（MK－Ⅱ炉心第12'サイクル，その2） …… (技－62－225) …… 23
3.7 MK－Ⅱ炉心第13サイクル反応度係数試験結果 …… (技－62－228, 236, 240, 310) …… 25
3.8 "MAGI"改良に伴う拡散計算部分のCHECK …… (技－62－230) …… 28
3.9 第13サイクル余剰反応度測定結果 …… (技－62－235) …… 31
3.10 昭和62年度FBR報告会用資料の作成（燃料反応度の変化） …… (技－62－247) …… 32
3.11 MK－Ⅱ炉心第14サイクル予測計算結果 …… (技－62－254) …… 38
3.12 ステップ応答測定結果（第13サイクル） …… (技－62－279) …… 39
3.13 "MAGI"による第13サイクル記録計算 …… (技－62－282) …… 42
3.14 第14サイクルBOCにおける余剰反応度測定結果 …… (技－62－283) …… 46
3.15 「常陽」第14サイクル末におけるペレット最大燃焼度のヒストグラム …… (技－62－285) …… 49
3.16 MK－Ⅱ炉心第14サイクル等温温度係数測定結果（速報）(技－62－287) …… 51
3.17 MK－Ⅱ炉心第14サイクル流量反応度係数測定結果（速報） …… (技－62－302) …… 52
3.18 第15サイクル炉心構成における反応度入力用動特性パラメータの計算 …… (技－62－304) …… 53
3.19 INTAの測定値に基づく出力係数の見直し …… (技－62－308) …… 54
3.20 NK－Ⅱ炉心第14サイクル制御棒較正試験結果 …… (技－62－311) …… 56

3.21 MK-Ⅱ炉心第14サイクルBOC出力係数測定結果（速報）(技－62－313)…… 60
3.22 炉心燃料の交換方式の改良について ……(技－62－317)…… 61
3.23 燃料交換方式の改良に関する核的有効性について……(技－62－314)…… 62
4. 炉内熱流力特性の測定・解析 …… 64
4.1 MK-Ⅱ炉心第14サイクルにおける集合体出口冷却材温度の
予測 ……(技－62－264)…… 65
4.2 INTA-S装荷に伴うサーマル・ストライピングの検討
（熱流動解析その1）……(技－62－274)…… 67
4.3 渦電流式温度・流速計温度信号による中心集合体出口温度の
履歴 ……(技－62－299)…… 68
5. 設工認のための解析・検討 …… 72
5.1 第4次取替燃料設工認の核熱設計書 ……(技－62－268)…… 73
6. 炉心内の機械的特性の解析・検討 …… 74
6.1 IAEA／IWGFR炉心湾曲解析ベンチマークstage2対応
コード検証用炉外試験データのIAEA提出資料について（技－62－189)…… 75
6.2 炉心湾曲炉内・炉外試験基本計画の立案……(技－62－214)…… 76
6.3 炉心湾曲解析関連業務の全体計画案について ……(技－62－251)…… 77
7. 高速実験炉のプラント諸特性の解析・検討 …… 79
7.1 M系列・安定性試験結果（MK-Ⅱ炉心第13サイクル)……(技－62－190)…… 80
7.2 2次Na純化系汲上げ配管主冷却系合流部の健全性評価結果
について……(技－62－191)…… 83
7.3 自然循環試験再現解析（実測流量によるDHX自然通風量の
パラメータ解析）……(技－62－197)…… 84
7.4 プラント状態予測機能の対象信号の選定と予測方式について
（「常陽」運転支援システムの開発） (技－62－223,
…… 262, 300,315)…… 85
7.5 オーバフロー系汲上げ配管炉容器貫通部△T＝80℃における
解析・評価結果について ……(技－62－229)…… 87
7.6 「常陽」1次主ポンプ・トリップ時のプラント挙動再現解析
……(技－62－263)…… 88
7.7 MK-Ⅱ炉心第14サイクルにおける系統圧損測定結果の報告
……(技－62－272)…… 89
7.8 MK-Ⅱ炉心第14サイクルにおける流量計特性試験 (技－62－276)…… 90

7.9 主送風機ベーン・ダンパ開度特性試験結果
(MK-Ⅱ炉心第14サイクル) ……(技-62-280)…… 95
7.10 自然循環試験再現解析（1次系逆止弁圧損パラメータ解析及び炉上部プレナム部熱容量の見直し) ……(技-62-294) …… 101
7,11 サイクル報（MK-Ⅱ炉心第13サイクル)……(技-62-307) …… 103
7,12 M系列・安定性試験結果（MK-Ⅱ炉心第14サイクル)……(技-62-320)…… 106
7.13 炉心構成要素引抜きに伴う系統圧損低下によるポンプ健全性の検討 ……(技-62-322) …… 110
8. 高速実験炉における中性子束・ガンマ線及び崩壊熱の測定と解析 …… 111
8.1 使用済燃料の燃焼度測定計画 (技-62-178, 292)…… 112
8.2 崩壊熱測定試験の実施要領 (技-62-266, 288)…… 116
8.3 CMIR-0の中性子照射量解析結果 ……(技-62-281)…… 119
8.4 He集積型中性子照射量測定法の開発 ……(技-62-301)…… 123
8.5 崩壊熱測定試験結果（速報）……(技-62-321)…… 124
9. 計算機コード・マニュアルの作成と整備 …… 126
9.1 ロッドガイダー前処理プログラム構成の提案 (技-62-213, 224)…… 127
9.2 異常診断のための雑音解析ソフトウェアシステム「NOISA」（第3版）の取扱説明書 ……(技-62-252)…… 128
9.3 GEYSER NLP出力プログラム（NLPGY）取扱説明書 ……(技-62-316)…… 129
10. 高燃焼度試験のための設置変更準備 …… 131
10.1 「2次冷却材流量減少」事象の過渡変化 ……(技-62-186) …… 132
10.2 高燃焼度試験時のFPガス放出事象1次冷却ポンプ出力喪失時の出力変化 ……(技-62-203)…… 135
10.3 FBR指針に基づく事故分類 ……(技-62-210)…… 136
10.4 冷却材流路閉塞事故の予備評価 ……(技-62-218)…… 139
10.5 「集合体内局所閉塞事故」の調査……(技-62-219)…… 143
10.6 想定事象の現状と対策 ……(技-62-220) …… 146
10.7 ナトリウム燃焼を伴う事象の調査 ……(技-62-232)…… 147
10.8 燃料性能実験設備の概要……(技-62-243)…… 150
10.9 EBR-ⅡのRBCB試験の為の最終安全解析書 ……(技-62-275)…… 154

10.10 照射試験設備の申請書における記載の比較 ……(技－62－286)…… 158
10.11 高線出力試験の段階的な進め方とその必要性 ……(技－62－293)…… 159
10.12 高線出力試験の進め方 ……(技－62－307)…… 160
11. その他の試験研究及び解析評価作業の成果 …… 161
11.1 「常陽」1次系ナトリウムサンプリング装置改良試験
(改良型サンプリング装置のサンプリング容器内Naドレン
試験) ……(技－62－234)…… 162
11.2 「常陽」1次系ナトリウムサンプリング装置改良試験
(サンプリング容器の検討試験) ……(技－62－255)…… 165
11.3 ナトリウム中 ^{239}Pu 分析の改良試験
(α線計測システムの改良) ……(技－62－270)…… 167
11.4 「常陽」の長期運転計画 ……(技－62－312)…… 169

昭和62年10月から12月までの間に発行された技術課メモを目的とする業務の内容に添って分類した。

A．炉心管理業務

	タ　イ　ト　ル	技メモ番号	頁
3.1	"MAGI" 燃料温度計算の評価	技－62－193	
3.2	第14サイクル用燃交計画について	技－62－206	
3.3	「常陽」MK－Ⅱ炉心における出力係数，燃焼係数の傾向	技－62－209	
3.4	第13サイクル記録計算用炉心構成要素の組成の登録	技－62－211	
3.5	第2次取替用制御棒（TCR201）の原子数密度の計算	技－62－212	
3.7	第13サイクル余剰反応度測定結果	技－62－235	
3.8	昭和62年度FBR報告会用資料の作成（燃焼反応度の変化）	技－62－247	
3.9	MK－Ⅱ炉心第14サイクル予測計算結果	技－62－254	
3.10	崩壊熱測定試験の実施要領	技－62－266, 288	
3.11	"MAGI" による第13サイクル記録計算	技－62－282	
3.12	第14サイクルBOCにおける余剰反応度測定結果	技－62－283	
3.13	「常陽」第14サイクル末におけるペレット最大燃焼度のヒストグラム	技－62－285	
3.14	MK－Ⅱ炉心第14サイクル等温温度係数測定結果（速報）	技－62－287	
3.15	MK－Ⅱ炉心第14サイクル流量反応度係数測定結果（速報）	技－62－302	
3.16	第15サイクル炉心構成における反応度計入力用動燃料パラメータの計算	技－62－304	
3.17	INTAの測定値に基づく出力係数の見直し	技－62－308	
3.18	MK－Ⅱ炉心第14サイクル制御棒較正試験結果	技－62－311	
3.19	MK－Ⅱ炉心第14サイクルBOC出力係数測定結果（速報）	技－62－313	
3.20	崩壊熱測定試験結果（速報）	技－62－321	
5.4	第4次取替燃料設工認の核熱設計書	技－62－268	
6.4	MK－Ⅱ炉心第14サイクルにおける集合体出口冷却材温度の予測	技－62－264	
8.5	ステップ応答測定・解析結果（12'サイクル，その2）	技－62－225	
8.10	ステップ応答測定結果（第13サイクル）	技－62－279	
9.1	使用済燃料の燃焼度測定計画	技－62－178, 292	
9.2	CMIR－0の中性子照射量解析結果	技－62－281	

B．プラント健全性確認

タイトル	技メモ番号	頁
6.5 INTA−S装荷に伴うサーマル・ストライピングの検討（熱流動解析その1）	技−62−274	
6.6 渦電流式温度・流速計温度信号による中心集合体出口温度の履歴	技−62−299	
8.2 M系列・安定性試験結果（MK−Ⅱ炉心第13サイクル）	技−62−190	
8.3 2次Na純化系汲上げ配管主冷却系合流部の健全性評価結果について	技−62−191	
8.6 オーバーフロー系汲上げ配管炉容器貫通部△T＝80℃における解析・評価結果について	技−62−229	
8.7 「常陽」1次主ポンプ・トリップ時のプラント挙動再現解析	技−62−263	
8.8 MK−Ⅱ第14サイクル炉心における系統圧損測定結果の報告	技−62−272	
8.9 MK−Ⅱ炉心第14サイクルにおける流量計特性試験	技−62−276	
8.11 主送風機ベーン・ダンパ開度特性試験結果（MK−Ⅱ炉心第14サイクル）	技−62−280	
8.12 サイクル報（MK−Ⅱ第13サイクル）	技−62−307	
8.13 M系列・安定性試験結果（MK−Ⅱ第14サイクル）	技−62−320	
8.14 炉心構成要素引抜きに伴う系統圧損低下によるポンプ健全性の検討	技−62−322	

C．分析業務

タイトル	技メモ番号	頁
11.4 「JOYO」1次系ナトリウムサンプリング装置改良試験（改良型サンプリング装置のサンプリング容器内Naドレン試験）	技−62−234	
11.6 「JOYO」1次系ナトリウムサンプリング装置改良試験（サンプリング容器の検討試験）	技−62−255	
11.7 ナトリウム中^{239}Pu分析の改良試験（α線計測システムの改良）	技−62−270	

D．改良・合理化

タイトル	技メモ番号	頁
3.6 "MAGI"改良に伴う拡散計算部分のCHECK	技−62−230	
8.4 プラント状態予測機能の対象信号の選定と予測方式について（「常陽」運転支援システムの開発）	技−62−223, 262, 300, 315	

タイトル	技メモ番号	頁
10.1 ロッドガイダー前処理プログラム構成の提案	技－62－213 224	
10.2 異常診断のための雑音解析ソフトウェアシステム「NOISA」(第3版)の取扱説明書	技－62－252	
11.11 燃料交換方式の改良に関する核的有効性について	技－62－314	
11.12 炉心燃料の交換方式の改良について	技－62－317	

E．試験機能拡充

タイトル	技メモ番号	頁
11.5 燃料性能実験設備の概要	技－62－243	

F．多目的利用（特殊試験・解析）

タイトル	技メモ番号	頁
5.1 FBR指針に基づく事故分類	技－62－210	
5.2 想定事象の現状と対策	技－62－220	
5.3 ナトリウム燃焼を伴う事象の調査	技－62－232	
7.1 自然循環試験再現解析（実測流量によるDHX自然通風量のパラメータ解析）	技－62－197	
7.2 自然循環試験再現解析（1次系逆止弁圧損パラメータ解析及び炉上部プレナム部熱容量の見直し）	技－62－294	
9.3 He集積型中性子照射量測定法の開発	技－62－301	
10.3 GEYSER NLP出力プログラム（NLPGY）取扱説明書	技－62－316	

G．計画検討

タイトル	技メモ番号	頁
4.1 「常陽」の長期運転計画	技－62－312	
5.5 照射試験設備の申請書における記載の比較	技－62－286	
6.1 IAEA／IWGFR炉心湾曲解析ベンチマークstage 2対応コード検証用炉外試験データのIAEA提出資料について	技－62－189	

タ　　イ　　ト　　ル	技メモ番号	頁
6.2　炉心湾曲炉内・炉外試験基本計画の立案	技－62－214	
6.3　炉心湾曲解析関連業務の全体計画案について	技－62－251	
8.1　「2次冷却材流量減少」事象の過渡変化	技－62－186	
11.1　高燃焼度試験時のFPガス放出事象	技－62－203	
1次冷却ポンプ出力喪失時の出力変化		
11.2　冷却材流路閉塞事故の予備評価	技－62－218	
11.3　「集合体内局所閉塞事故」の調査	技－62－219	
11.8　EBR－ⅡのRBCB試験のための最終安全解析書	技－62－275	
11.9　高線出力試験の段階的な進め方とその必要性	技－62－293	
11.10　高線出力試験の進め方	技－62－307	

H. そ　の　他

照射後試験及び照射リグの設計のためのデータ支給

No.	タ　　イ　　ト　　ル	技術課メモ番号
1	「常陽」MK－ⅡにおけるDOT 3.5による炉内中性子束分布	技－62－187
2	DFI 010の照射データ	技－62－207
3	集合体総放射化量計算	技－62－221
4	MK－Ⅰ中性子源の照射データ	技－62－227
5	C型特殊燃料集合体（C5J）の"MAGI"予測計算	技－62－297

1. まえがき

本報告書は，実験炉部技術課が担当している種々の試験研究の成果のうち，昭和62年10月1日から12月31日の期間に技術課内部資料（技術課メモ）として報告されたものの概要を，その内容毎に編集したものである。

本報告書はあくまでも成果の速報性を主眼としているため，各作業の途中段階での中間報告も含まれている。これらについては，今後の試験研究の進歩に伴い，より詳細かつ正確な検討評価結果が各試験研究毎の報告書に記載される。したがって，本報告書に記載されている数値や記述の引用については，上記の点に留意されたい。

2. 高速実験炉の工程と技術課が担当した試験研究

2.1 高速実験炉の工程（62年10月～12月）

「常陽」は70日運転への移行の第1ステップとして，55日運転の第13サイクル運転を終了し，現在第2ステップとして，60日運転となる第14サイクル運転を順調に継続中である。この間，12月4日にMK－I及びMK－II炉心積算運転時間30,000時間を達成することができた。また，12月17日には震度4の地震が発生したが，プラントには全く影響なく，運転は継続された。

10月： 31日に定格出力55日の第13サイクル運転を終了した。なお，5日に外部電源送電ラインにて電圧が瞬時降下したが，プラントへの影響はなく安定な運転が維持された。

11月： 13サイクル運転終了に伴う停止後点検を1日，2日に，その後の燃料交換作業及び運転前確認を27日までに実施し，28日から14サイクル運転を開始した。

12月： 1日に定格出力100MWに到達，4日に積算運転開始30,000時間を達成した。第14サイクル運転中に，M系列，安定性試験をそれぞれ7日と10日に，また23日～25日にかけて原子炉保護系点検を実施した。

本報告書に係る期間中（昭和62年10月～12月）の原子炉運転実績を表2.1.1及び2.1.2に，工程表及びプラント状態表をそれぞれ表2.2.1～2.2.3.と表2.3.1～2.3.3に示す。また，第13サイクル及び第14サイクル運転時の炉心構成図をそれぞれ図2.1.1及び図2.1.2に示す。

表2.1.1 月間の原子炉運転実績

期間	昭和62年10月			昭和62年11月			昭和62年12月		
項目	月間	100MW第13サイクル 期間 S.62.8.31～10.31		月間			月間	MK－Ⅰ，MK－Ⅱ 積算運転時間30,000 時間到達時 (S.62.12.4 9°45′)	S62年度第3四半期 期間 S.62.10.1～12.31
原子炉起動回数(回)	0	5		3			0	411	3
運転日数(日)	31	62		4			31	－	66
積算運転時間(H)	740	1,416.12(注)		60			744	30,000	1,544
積算熱出力(MWH)	73,572	134,142		1,292			74,199	2,174,968	149,063
利用率(%)	99	89		1.8			100	－	68
平均熱出力(MW)	99	95		21			100	－	97
最大熱出力(MW)	100	100		100			100	－	100

(注) 第13サイクル運転時間は11月1日の臨界点確認のため起動・停止時間0.20Hを含む。

表2.1.2 積算原子炉運転実績

項目	S62年度累計 期間 S.62. 4. 1～ S.62.10.31	MK－Ⅱ累計 (S.57.11.22 ～)	MK－Ⅰ，Ⅱ 累計 (S.57.11.24 ～)	S62年度累計 期間 S.62. 4. 1～ S.62.11.30	MK－Ⅱ累計 (S.57.11.22 ～)	MK－Ⅰ，Ⅱ 累計 (S.52. 4.24 ～)	S62年度累計 期間 S.62. 4. 1～ S.62.12.31	MK－Ⅱ累計 (S.57.11.22 ～)	MK－Ⅰ，Ⅱ 累計 (S.52. 4.24 ～)
原子炉起動回数（回）	4	146	408	7	149	411	7	149	411
運転日数（日）	61	－	－	65	－	－	96	－	－
積算運転時間（h）	1,416	16,890	29,858	1,476	16,950	29,918	2,220	17,694	30,662
積算熱出力（MWh）	134,142	1,492,171	2,165,501	135.434	1,493,463	2,166,793	209,633	1,567,662	2,240,992
利用率（%）	26	－	－	23	－	－	32	－	－
平均熱出力（MW）	95	－	－	92	－	－	94	－	－
最大熱出力（MW）	100	－	－	100	－	－	100	－	－

表2.2.1 高速実験炉「常陽」実績工程表

年月日 / 項目	S.62.10																												
	1	②	③	④	5	6	7	8	9	⑩	⑪	12	13	14	15	16	⑰	⑱	19	20	21	22	23	24	㉕	26	27	28	29	30	㉛
一般事項		PNC創立記念日								体育の日																	IAEA科技庁査察	核燃料物質	実在庫調査		
記事						100MW第13サイクル（8／31～10／31）																									
						100MW定格運転（9／5～7, 9／10～10／31）（55日）																									
																									原子炉保護系点検				30MWへ	
																												制御棒一斉挿入		
																													出力係数測定	
							ステップ応答試験																							
					炉雑音測定																									
							FFD特性試験																							
						照射試験（特燃（C3M）, INTA-S, UPR-1-2, AMIR-2, AMIR-3-1, AMIR-3-2, SMIR-9）																							
						崩壊熱測定装置特性試験																									
						オンラインγ線モニタ調整																									
												スタック流量計点検																		
						予熱N_2ガスブロア分解点検																									
						サイト寸法測定装置改造																									
												圧空コンプレッサ分解点検																		

表2.2.2. 高速実験炉「常陽」実績工程表

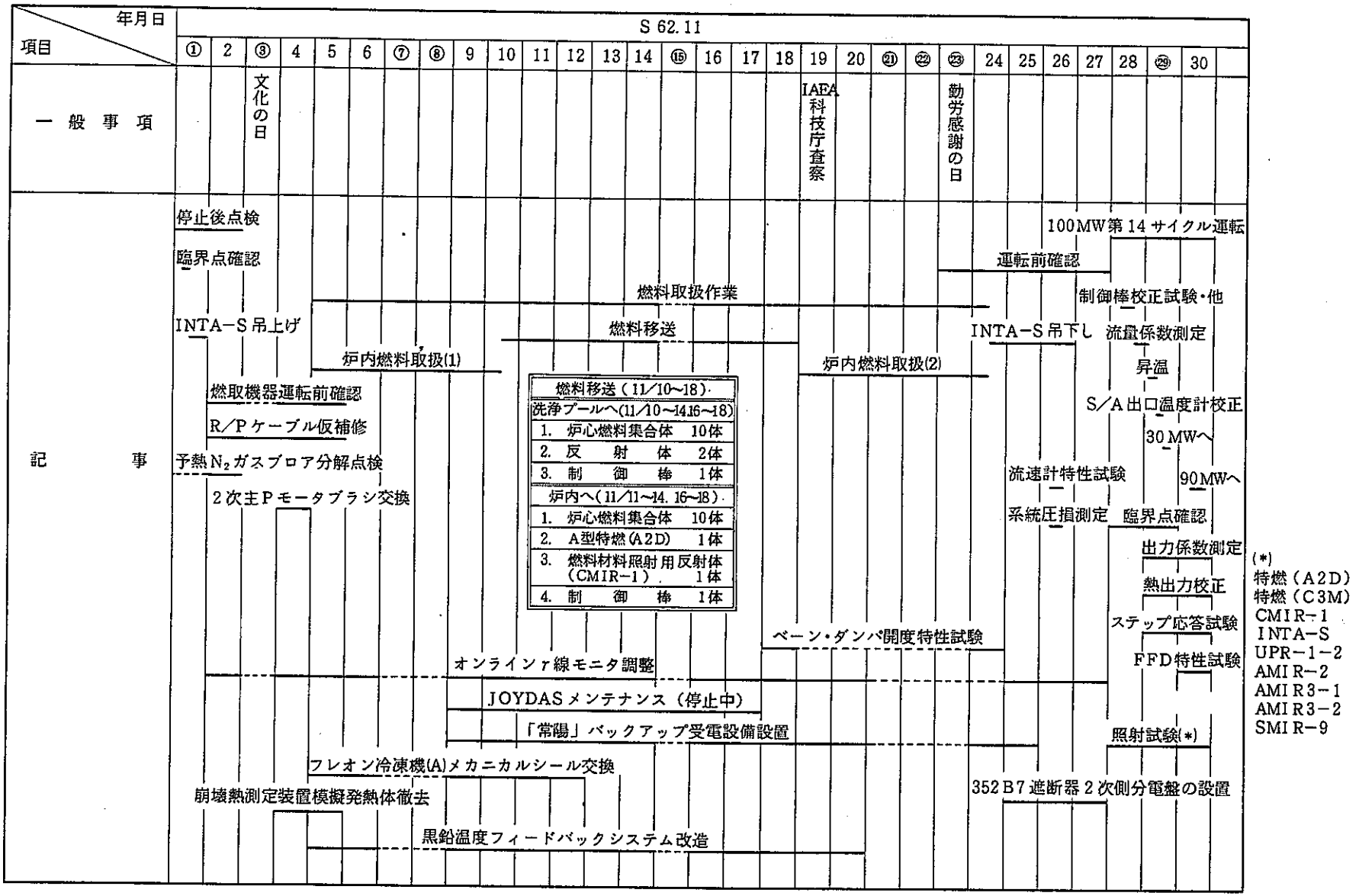


表2.2.3 高速実験炉「常陽」実績工程表

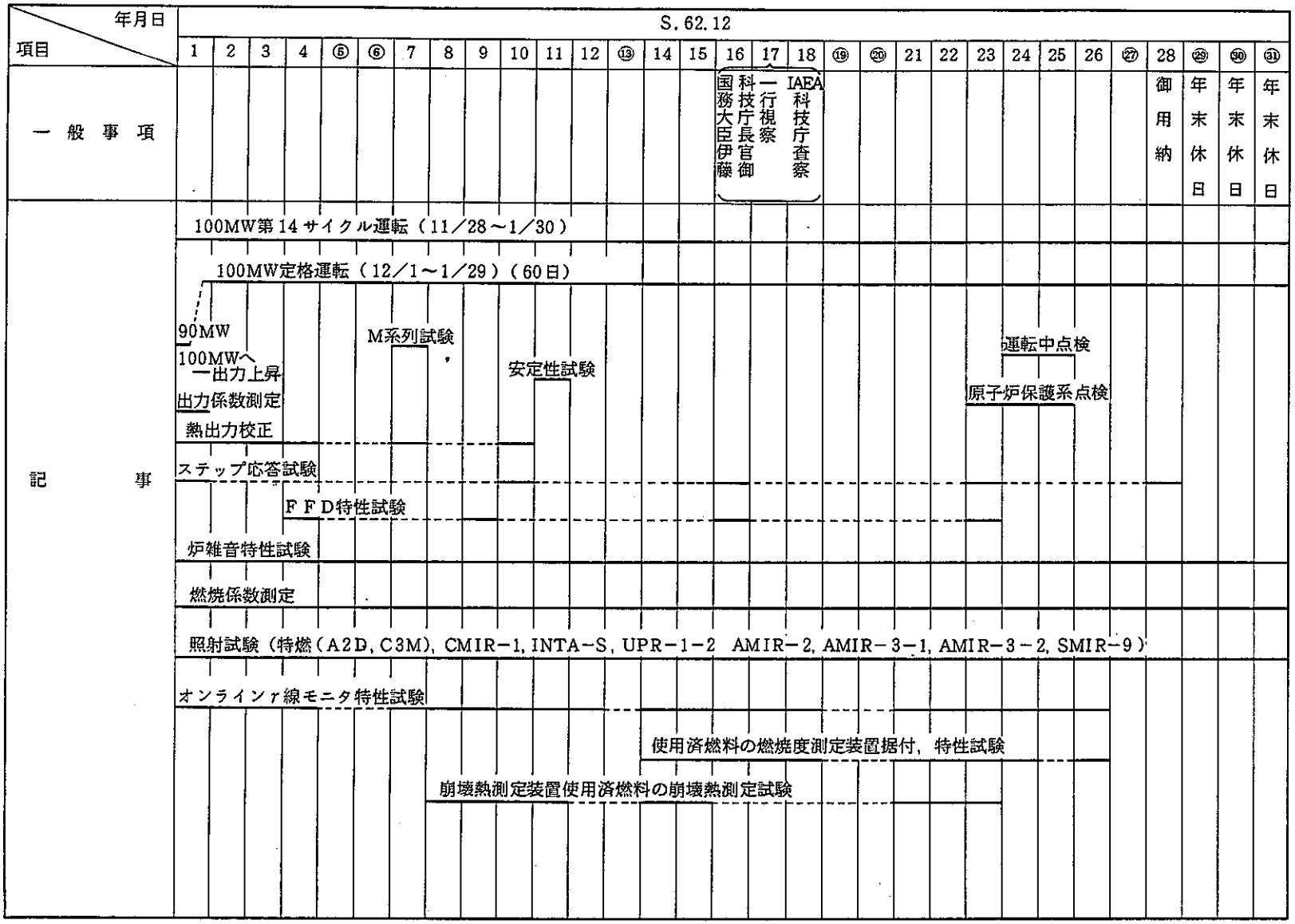


表2.3.1　高速実験炉「常陽」実績プラント状態表

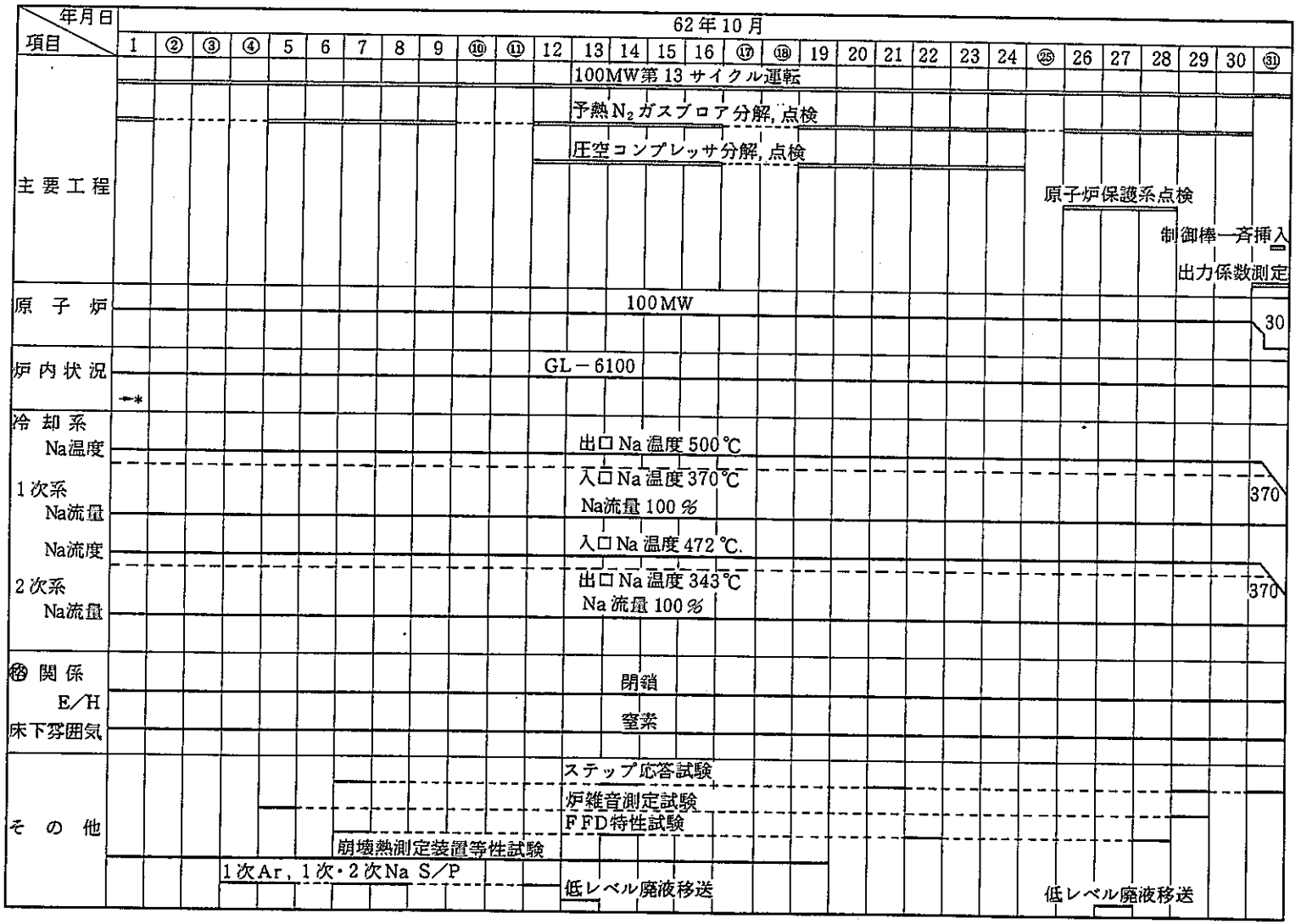
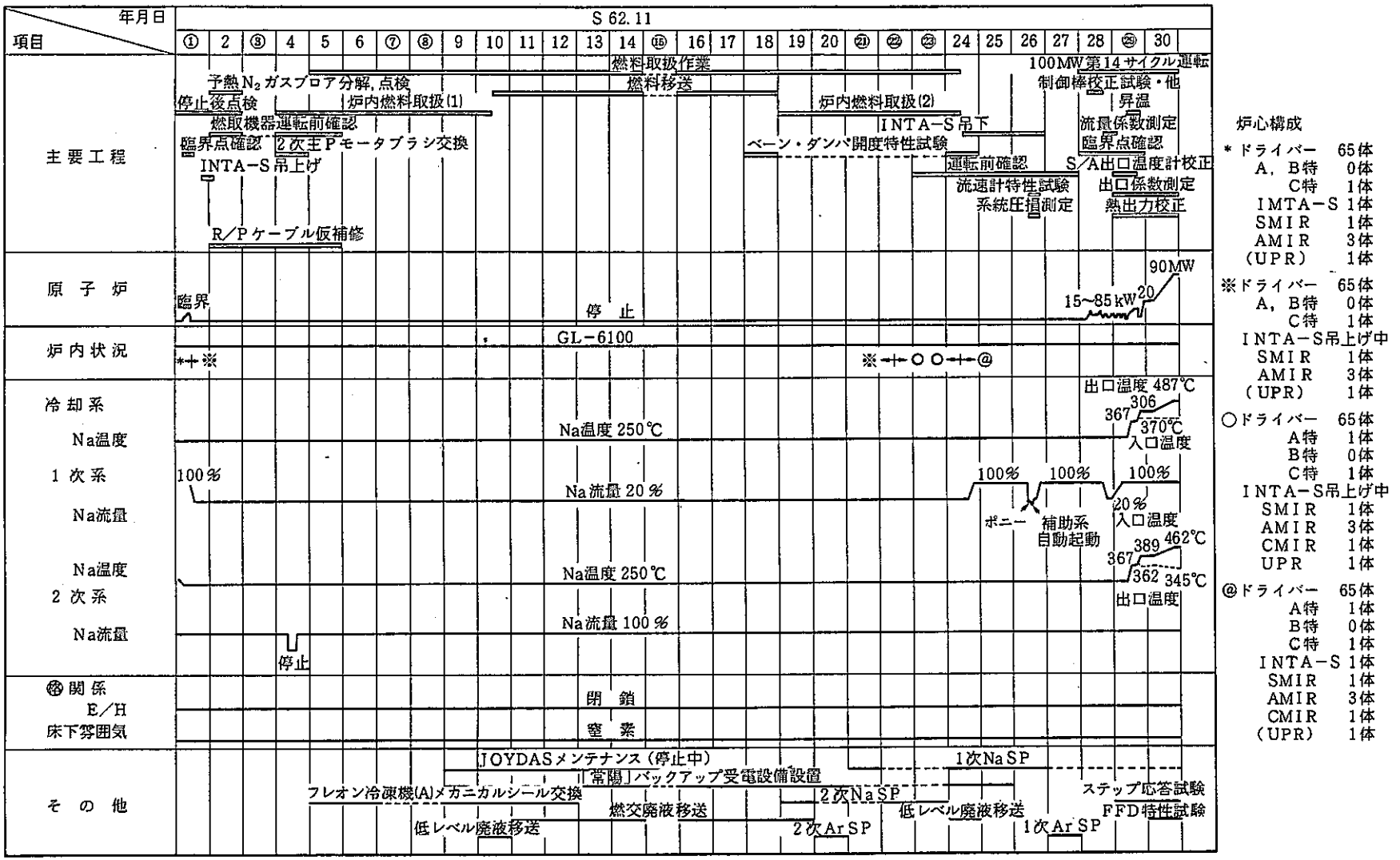


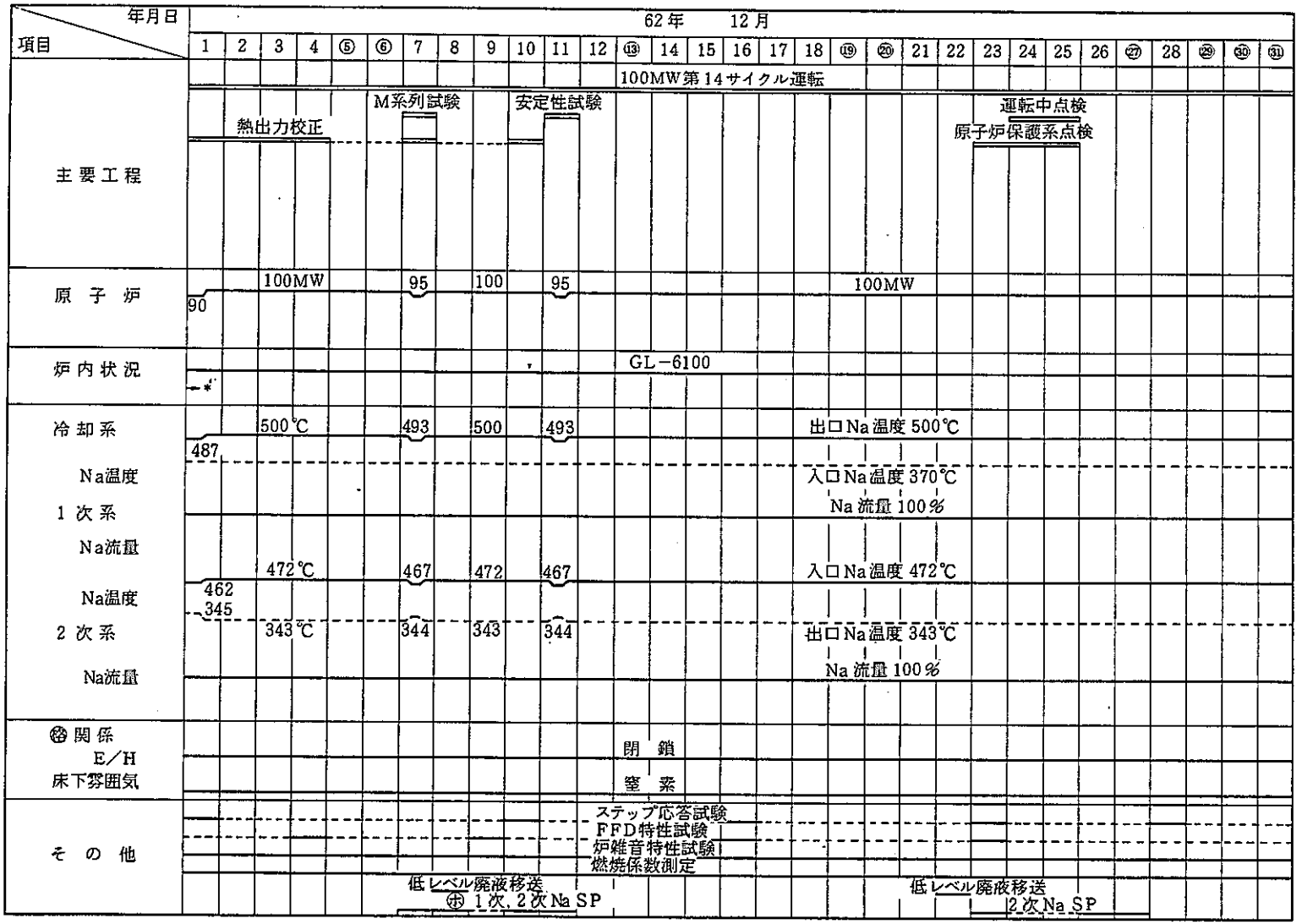
表2.3.2　高速実験炉「常陽」実績プラント状態表



炉心構成

*ドライバー	65体
A, B特	0体
C特	1体
IMTA-S	1体
SMIR	1体
AMIR	3体
(UPR)	1体
※ドライバー	65体
A, B特	0体
C特	1体
INTA-S吊上げ中	
SMIR	1体
AMIR	3体
(UPR)	1体
○ドライバー	65体
A特	1体
B特	0体
C特	1体
INTA-S吊上げ中	
SMIR	1体
AMIR	3体
CMIR	1体
UPR	1体
@ドライバー	65体
A特	1体
B特	0体
C特	1体
INTA-S	1体
SMIR	1体
AMIR	3体
CMIR	1体
(UPR)	1体

表2.3.3 高速実験炉「常陽」実績プラント状態表



炉心構成

*ドライバー	65体
A特	1体
B特	0体
C特	1体
INTA−S	1体
SMIR	1体
AMIR	3体
CMIR	1体
(UPR)	1体

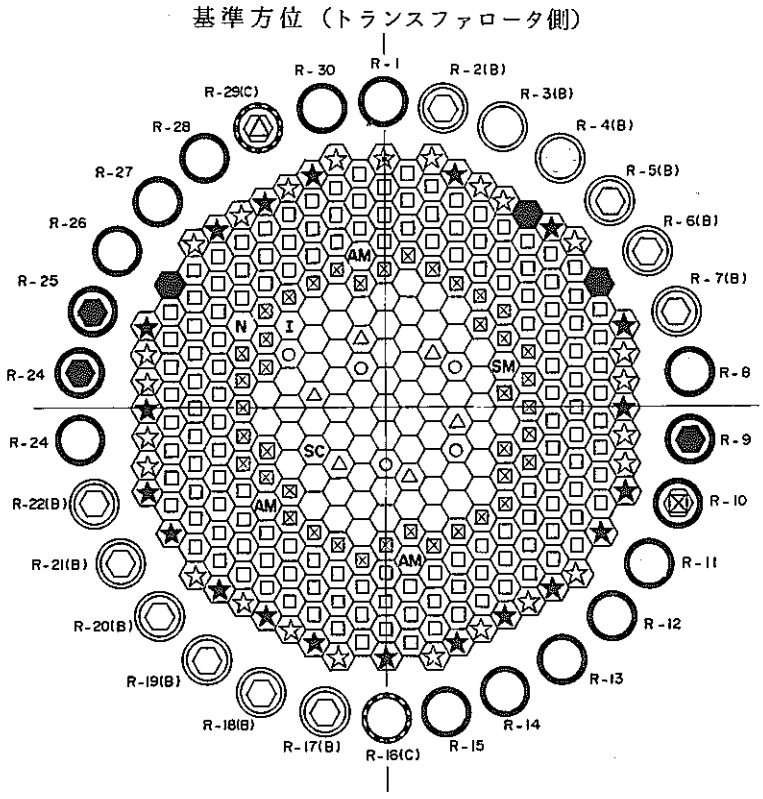


図2.1.1　100MW第13サイクル炉心構成図

炉心構成要素名	炉心領域 取替後本数	炉内貯蔵ラック 取替後(A・C/B)	記号
炉心燃料 *1	65	0/10	
制御棒	6	1/0	
内側反射体	44	1/0	
外側反射体(A)	143	0/0	
外側反射体（B）〔ｽﾘｯﾄ付〕 *2	(有)1/(無)24	0/0	
中性子源	1	0/0	N
C型特殊燃料	1	0/0	SC
特殊反射体（AMIR）	3	0/0	AM
特殊反射体（SMIR）	1	0/0	SM
INTA－S	1	0/0	I
MK－I反射体	20	0/0	
サーベイランス	3	3/0	

＊1；J2燃料（5体）を含む。
＊2；外側反射体（B）スリット付

特殊要素名称	装荷位置
C型特殊燃料	3E1
構造材料照射用反射体（SMIR）	5B2
制御棒材料照射用反射体（AMIR）	6C6，6D6，6F6
INTA－S	5F2

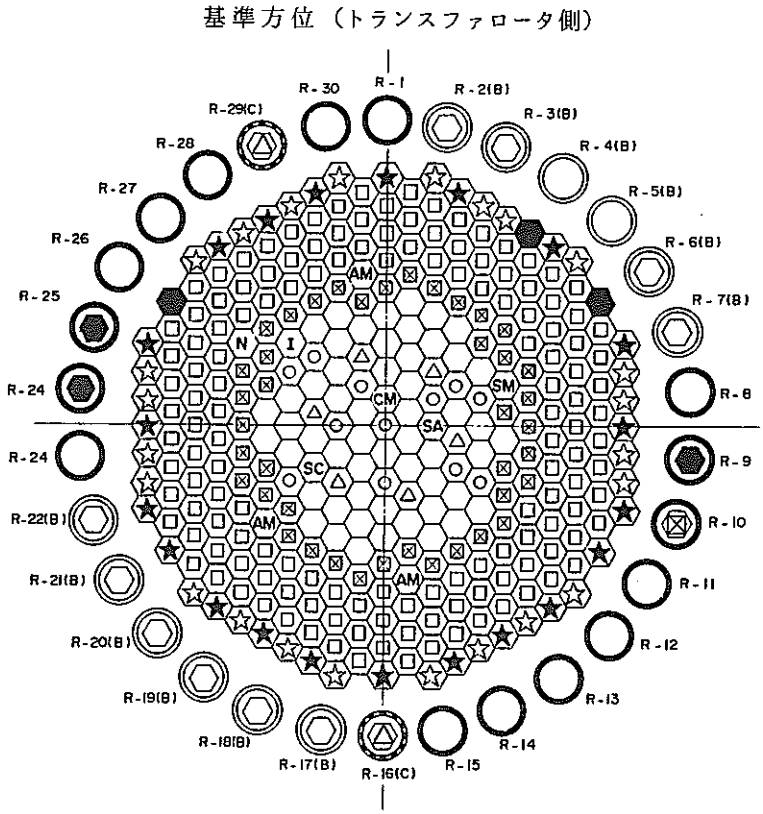


図2.1.2　100MW第14サイクル炉心構成図

炉心構成要素名		炉心領域		炉内貯蔵ラック		記号
			取替後本数		取替後（A・C／B）	
炉心燃料集合体	J1燃料		53		0／10	⬡
	J2燃料		12		0／0	⬡
A型特殊燃料集合体			1		0／0	SA
C型特殊燃料集合体			1		0／0	SC
制御棒			6		1／0	△
中性子源			1		0／0	N
内側反射体			42		1／0	⊠
外側反射体(A)			143		0／0	□
外側反射体(B)（スリットなし）			24		0／0	☆
外側反射体(B)（スリット付き）			1		0／0	☆
特殊反射体 AMIR			3		0／0	AM
特殊反射体 SMIR			1		0／0	SM
特殊反射体 CMIR			1		0／0	CM
MK−I反射体			20		0／0	☆
サーベイランス			3		3／0	●
INTA−S			1		0／0	I

特殊要素名称	装荷位置
A型特殊燃料集合体（A2D）	2B2
C型特殊燃料集合体（C3M）	3E1
構造材料照射用反射体（SMIR）	5B2
制御棒材料照射用反射体（AMIR）	6C6, 6D6, 6F6
燃料材料照射用反射体（CMIR）	1A1
INTA−S	5F2

2.2 高験炉部技術課が担当した試験研究（昭和62年10月～12月）

(1) 昭和62年10月中の概略実施内容

第13サイクルの記録計算及び第14サイクルの熱交計画立案を行った。

ドシメトリー試験に関し，He集積型中性子照討量測定の基本的検討を進めている。燃焼度測定試験を実施するため，試験計画の立案，各課調整等に着手した。

炉内異常診断の予備試験として音響ポールの検討を進めている。崩壊熱測定装置については特性試験を終了し，結果のまとめ及び使用済燃料の崩壊熱測定試験の計画検討を進めている。

MAGIコードの改良についてCITATIONにより検証を行っている。炉上部熱流動の評価に着手した。

カバーガス浄化装置の製作について詳細検討を進めている。

黒鉛温度の中性子検出感度へのフィードバックについて報告書を作成中である。

オーバフロー系汲上げ配管について，構造健全性評価に基づき運転基準を改めることとした。

「常陽」の1次系及び2次系のNa及びArの純度管理分析を行った。1次Naサンプリング装置の改良試験を進めている。

「常陽」の炉心性能向上計画及び2重管SG設置検討につき作業を進めている。

IAEA主催の炉心変形解析コード国際ベンチマークのため，我国の実験データをまとめ関係各国に送付した。

(2) 昭和62年11月の概略実施内容

第13サイクル停止に伴い，記録計算及び特性試験結果のまとめ及び第14サイクル起動のための運転特性試験の準備を行った。

燃焼度測定試験を実施するため，装置の整備，組立準備を進めている。

崩壊熱測定試験については，試験装置の特性試験結果のまとめ及び本試験の実施準備を進めている。

ドシメトリー試験としてSMIR−5，AMIR−1の反応率評価，CMIR−0の中性子照射量解析を行った。ヘリウム集積型フラックスモニタの測定システムの仕様検討を進めている。

炉上部熱流動解析の作業を進めている。

オンラインγ線モニタは調整作業を行っており，第15サイクルから運転試験を行うこととした。

分析業務として1次系，2次系のナトリウム及びカバーガスの純度管理分析を行っている。また1次ナトリウムサンプリング装置の改良試験を進めている。

ソースターム低減化研究につき研究計画の検討を行っている。

燃料性能実証試験の準備のため，検討を進めている。

二重管SG設置検討及び炉心性能向上計画につき作業を進めている。

配管短縮化技術，AIによる自動化システム及び安全性試験研究につき作業方針の検討を行った。

IAEA主催の炉心変形解析コード国際ベンチマークの準備作業を進めている。

(3) 昭和62年12月中の概略実施内容

第14サイクルの起動に際し，ルーチンとなっている各種運転特性試験を実施した。また，第13サイクルの運転特性試験結果及び記録計算結果のまとめを行った。

出力系核計装の補正回路の試験運用を行った。FFD特性試験も継続実施している。

第15，16サイクルの工程，燃料交換計画の検討を行った。

燃焼度測定試験装置の据付を完了し，測定を開始した。

崩壊熱測定試験についても使用済燃料による本試験を開始した。

ドシメータ試験として，B4M及びATRのフラックスモニタを受入れ，CMIR－0中性子照射量の報告，AMIR－1の解析等を行った。

炉上部熱流動解析を進めている。耐震設計検討の中間報告として地中波を用いた地盤振動解析結果を入手した。

自然循環試験後解析について最終報告書を作成中である。

MK－Ⅲ計画の各サブワーキンググループでそれぞれの報告を行い，今後の作業方針の検討等を行った。

燃料性能実証試験の設置変更許可申請準備としてPTMの試験方針を決定した。

IAEA／IWGFR主催炉心変形コード国際ベンチマークに関するコンサルタント会議に出席し，phase－2の問題を決定した。

「常陽」の1次，2次Na，Arの管理分析及びその他依頼分析を行った。

ソースターム低減化研究について関係箇所と作業内容の調整を行った。

3. 高速実験炉の核特性の測定と解析・評価

本章は，高速実験炉の炉心核特性の測定と解析で得られた成果をまとめたものである。

3.1 "MAGI"燃料温度計算の評価

報告者：原（炉心・運転計画Gr）

1. 目　的

MK－Ⅱ炉心の将来サイクルの燃交について，核特性，温度等の制限値を満すかどうかの判断は，"MAGI"コードによる計算結果を基にしている。今後3次，4次取替とFissile量の多い燃料が使用されているため，特に0，1列の燃料温度の制限値との兼合が燃交計画に少なからず影響を及ぼす。そこで"MAGI"の燃料温度の妥当性の確認（特に温度を高目に評価している要因はないかどうか）を行ったので報告する。

2. 確認事項

1）新しい工学的安全係数を使用した燃料ホットスポット温度の計算ルーチンの確認，及びホットスポットファクタの妥当性

2）温度計算に使用する発熱の確認（SUSによる発熱も含まれていないかどうか）

3）熱伝導度計算用の定数の確認

3. 検討結果

1）ホットスポット温度の計算は手計算と一致し，正しく組み込まれている。燃料温度のホットスポットファクタは列にあまり差異なく1.148程度である。

2）ペレット中心温度計算に使用する線出力はSUSのγ発熱も含まれていて温度を1.9％高目に評価する（例2650℃では約50℃高目）

3）ペレット熱伝導度計算に使用する定数を設工認で与えられている定数に変更した場合，0列でノミナル温度23℃，ホットスポット温度で27℃低減する。

（技－62－193）

3.2 第14サイクル用燃交計画について

報告者：青山（炉心・運転計画Gr）

概　要

第14サイクル用燃交計画を表3.2.1に示すように作成したので報告する。

今回の燃交では，

(i) A2Dの装荷に伴って取り出されるドライバー燃料（PFD224）の継続照射。

(ii) ドライバー燃料（PFD251）の装荷に伴って取り出される内側反射体（NFRI1M）の継続照射。

の為，表に示すように2ケ所について同列間の位置替えを行う。これらの位置替えはいずれもドライバー燃料，内側反射体の有効利用を目的としたものであり，照射量は少なく問題はない*。また，CMIRの装荷に伴って取り出されるドライバー燃料（PFD134）については，燃焼度が低く，第14サイクルは燃料ラックに保存し，第15サイクル以降，炉内に再装荷する予定である。

尚，今回の燃交後の炉心構成における第14サイクルEOCでの余剰反応度予測値は，ゼロ出力時（0MW，250℃）で1.47％ Δk／kであり，運転に必要な反応度（最低1％Δk／k以上）を確保している。

表2.3.1　第15サイクル用燃交計画

Address	燃　交　前	燃　交　後	備　　考
000	PFD129	PFD306	
1A1	PFD134*	PRC010	* ラックへ保存
2B1	PFD214	PFD311	
2B2	PFD224**	PFA020	
2D2	PFD202	PFD224**	** 2B2より
2E2	PFD217	PFD312	
3D3	MCR101	MCR106***	***現R－29
4B2	PFD154	PFD308	
4C1	PFD155	PFD307	
4E1	PFD145	PFD310	
4F2	PFD157	PFD309	
5A2	NFRI01	PFD239	
5B3	NFRI1M****	PFD251	
5C3	PFD122	PFD246	
5C5	NFRI0B	NFRI1M****	**** 5B3より

（技－62－206）

* SN9410 87－139（技－62－77）

3.3 「常陽」MK－Ⅱ炉心における出力係数，燃焼係数の傾向

報告者：青山・長崎（炉心・運転計画Gr）

1. 概　要

「常陽」MK－Ⅱ炉心における出力係数，燃焼係数の過去運転サイクルでの傾向を評価し，今後J2燃料装荷による高燃焼度炉心での同係数の推移を検討する。

2. MK－Ⅱ炉心での出力係数，燃焼係数の過去運転サイクルでの傾向及び今後の推移

- 0MW～100MWの平均出力係数のサイクル間変化 ……図3.3.1に示す。
- 定格出力安定燃焼での燃焼係数のサイクル間変化……図3.3.2に示す。
- 各サイクルBOC，EOCにおける炉心燃焼度……図3.3.3に示す。

(1) 出力係数の傾向及び今後の推移について

図3.3.1，図3.3.3より出力係数は炉心平均燃焼度の上昇に伴って低下してきており（第0～第3サイクル），第4サイクル以降はほぼ一定値に落ち着いている。この原因は燃料ペレットの軸方向膨張に燃焼度依存性があるためと考えられ，今後，高燃焼度炉心へ移行するにつれて，出力係数はさらに小さくなると予想される。

(2) 燃焼係数の傾向及び今後の推移について

図3.3.2より燃焼係数は各サイクルを通じて一定値を示し，出力係数のような炉心燃焼度依存性はみられない。従って今後、高燃焼度炉心へ移行しても燃焼係数は変わらないと予想される。

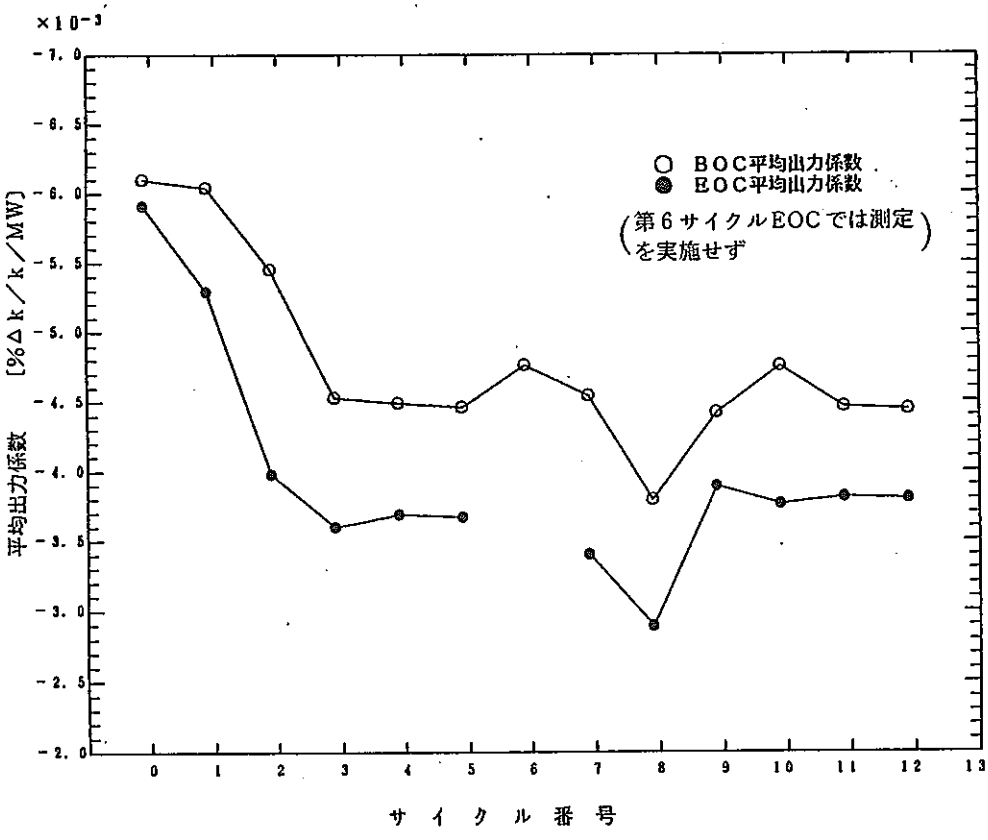


図3.3.1　0MW～100MW平均出力係数のサイクル間変化

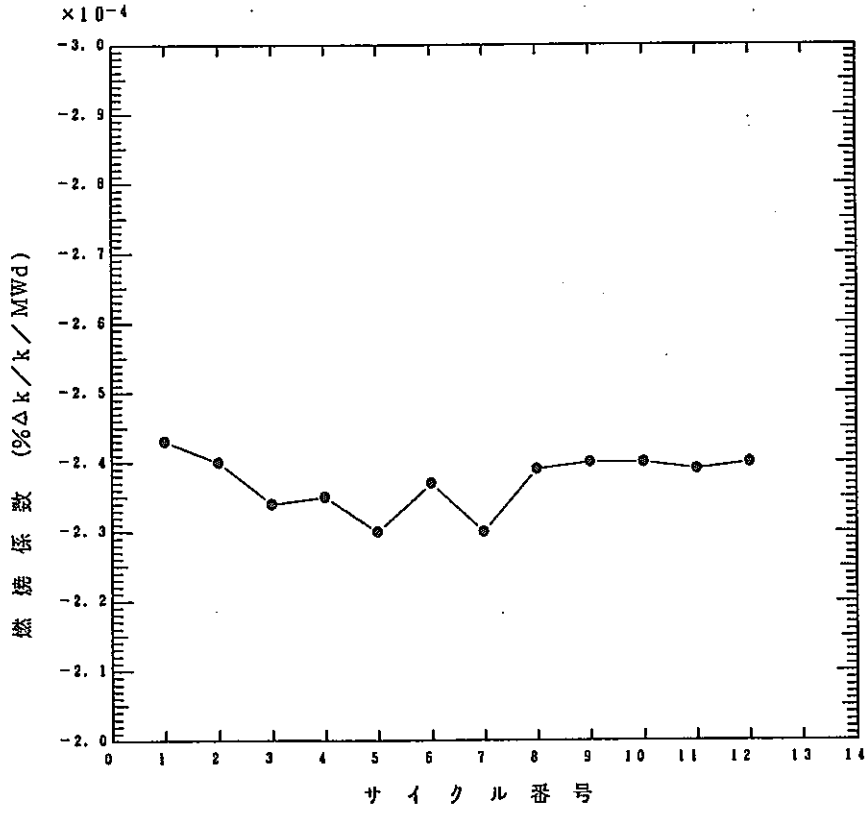


図2.3.2　燃焼係数サイクル間変化

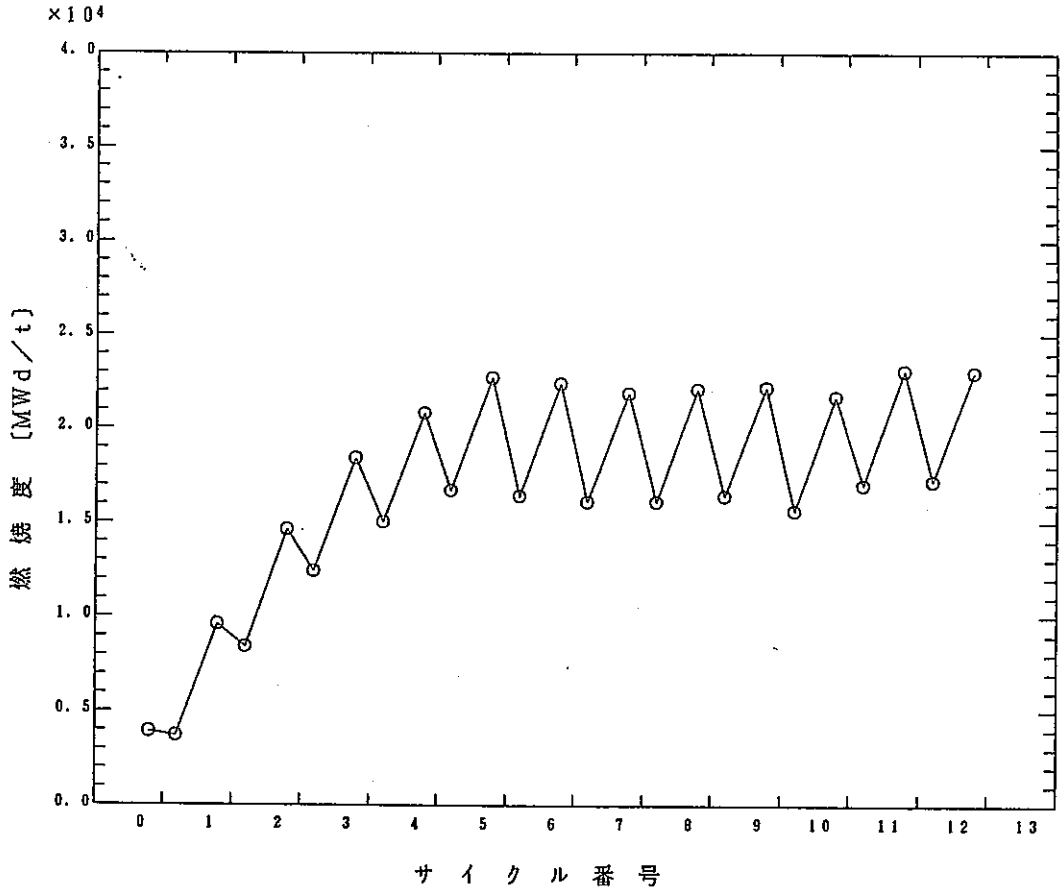


図3.3.3 MK－Ⅱ炉心平均燃焼度

3.4 第13サイクル記録計算用炉心構成要素の組成の登録

報告者：青山・原（炉心・運転計画Gr）

概　要

「常陽」MK－Ⅱ定格第13サイクル運転終了後に実施する運転監視コード"MAGI"による記録計算に備えて，第13サイクル開始前に炉内に装荷した炉心構成要素の組成データをRANDファイル（"MAGI"入力用集合体組成ファイル）に登録した。

(1) 登録した集合体名，組成

- 第2次取替燃料：PFD 238～PFD 257
  （照射課支給の実組成データ。但し，Pu同位体組成比には，^{238}Puは入っていない。）
- 第3次取替燃料：PFD 301～PFD 313
  （照射課支給の実組成データ。但し，Pu同位体組成比において^{238}Puは^{240}Puへ置き換えた。）
- 内側反射体：NFRI 1S～NFRI 1Z
  （内側反射体に共通のノミナルデータ）
- 制　御　棒：TCR 201
  （照射課支給の実組成データ）
- SMIR　：PRS 090（照射課支給の実組成データ。照－62－186より）
- INTA－S：PFI 01S
  （照射課支給の実組成データ。照－61－66より）
- AMIR　：PRA031，PRA032
  （照射課支給の実組成データ。照－61－66より）

(2) 上記組成を追加したRANDファイル名

"S 406#．RAND．CY12D3．SEQ 20．DATA"

（技－62－211）

3.5 第2次取替用制御棒（TCR201）の原子数密度の計算

報告者：青山（炉心・運転計画Gr）

1. 概　要

第13サイクルより炉心に装荷されている第2次取替用制御棒（TCR 201）の ^{10}B, ^{11}B, Cの原子数密度を製造データに基づき計算したので報告する。

2. 計算結果

"MAGI"での核計算では，7本の制御要素を集合体で均質化した原子数密度を使用しており，計算結果は以下のとおりである。

^{10}B：

$$\frac{1366.779(g)\times 0.6022}{10.013\,(g/mol)\times 3782.72\,(cc)} = 2.17413 \times 10^{-2}\ (\times 10^{24}\,atom/cc)$$

^{11}B：

$$\frac{146.079(g)\times 0.6022}{11.009\,(g/mol)\times 3782.72\,(cc)} = 2.11242 \times 10^{-3}\ (\times 10^{24}\,atom/cc)$$

C：

$$\frac{464.359(g)\times 0.6022}{12.011\,(g/mol)\times 3782.72\,(cc)} = 6.15481 \times 10^{-3}\ (\times 10^{24}\,atom/cc)$$

3.6 ステップ応答測定・解析結果（MK−Ⅱ炉心第12’サイクル，その2）

報告者：島田（異常監視技術Gr）

1. 概　要

昭和61年11月26日および12月6日に行われた一次冷却材流量を変更して行ったステップ応答試験測定結果について報告する。これはフィードバック反応度特性試験に並行して行われたものである。出力上昇時については前報告書[*1]を参照のこと。

2. 試験条件

出力：約30ＭＷ　　投入反応度：約3￠　　流量：30～100％

3. 結　果

(1) 図3.6.1に今回の試験で得られた出力係数の測定結果のプロット図の一例を示す。
またＳＰＩＤＥＲでの解析値もそこに示す。

(2) ＳＰＩＤＥＲでの解析はα_F（燃料ペレット軸方向膨張反応度係数）を当初の設計値とその0.75倍した値で振ってプロットしたものである。全体として解析値と測定値はかなり一致していることがわかる。α_Fを0.75倍した解析がより測定値に近いことは，炉心の燃焼が進みそれにより燃料ペレットの膨長によるフィードバックが弱くなっていることを示す。これは資料[*2]の報告と傾向が同じである。

(3) 流量の減少により出力係数が増加するのは，流量が低い場合，同一の反応度に対するステップ応答時の温度変化が大きくなることによる。

（技－62－225）

＊1　SN9410 87−139（技－62－130）

＊2　SN941 85−149

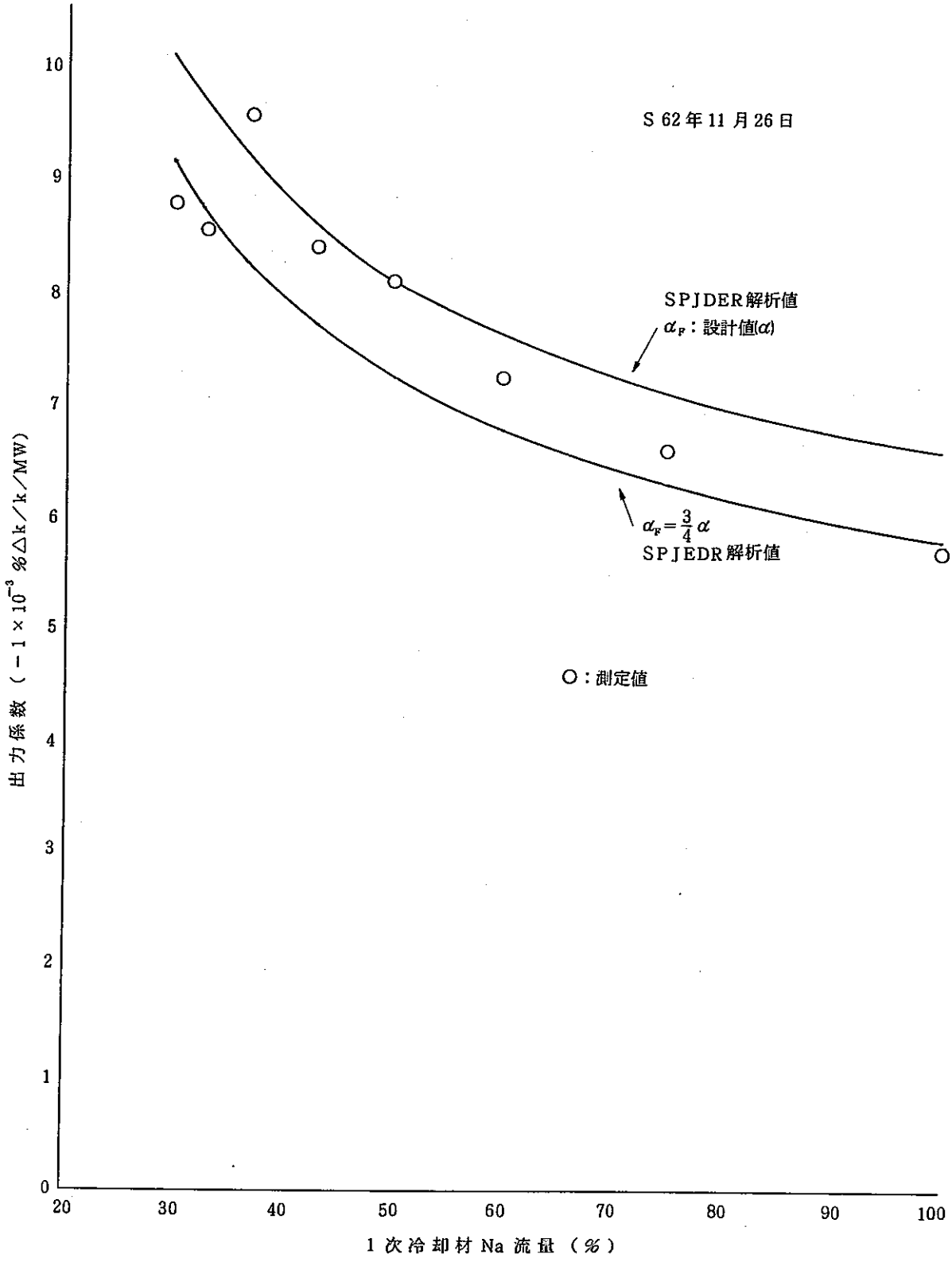


図3.6.1　流量変更時のステップ応答による出力係数測定値と解析値

3.7 MK−Ⅱ炉心第13サイクル反応度係数試験結果

報告者：青山・長崎（炉心・運転計画Gr）

1. 目　的

MK−Ⅱ炉心第13サイクル運転時の各種反応度を測定し，原子炉運転および運転特性試験等に必要な炉心核特性の情報を得る。

2. 結　果

第13サイクル炉心核特性の測定結果をまとめて表3.7.1及び図3.7.1～3.7.3に示す。

表3.7.1

項　目	計　算　・　測　定　結　果					
期間積算出力（MWd）*1	5420（昭和62年8月31日～昭和62年10月31日）					
炉心平均燃焼度（MWd／t）*2	BOC → 16970 ／ EOC → 24330					
制御棒全反応度価値*3（%△k／k）	1	2	3	4	5	6
	2.17	2.07	1.97	1.89	1.99	2.11
零出力時余剰反応度*4（%△k／k）	B　O　C			E　O　C		
	3.38			2.01		
出力係数（0～100MW）（$\times 10^{-3}$ % △k／k／MW）	B　O　C			E　O　C		
	−4.84			−3.97		
燃焼係数（$\times 10^{-4}$ % △k／k／MWd）	零　出　力		定格出力 NP^{239} 効果含む		定格出力 NP^{239} 効果除く	
	−2.55		−2.43		−2.38	
等温係数（%△k／k／℃）	-4.00×10^{-3}　（BOC測定）					

＊1：”JOYDAS”オンラインテープの記録結果を使用

＊2：運転監視コード”MAGI”記録計算結果

＊3：制御棒6本同時差換法のデータを計算により外挿した値

＊4：炉内Na温度250℃，制御棒均等挿入状態

（技−62−228, 236, 240, 310）

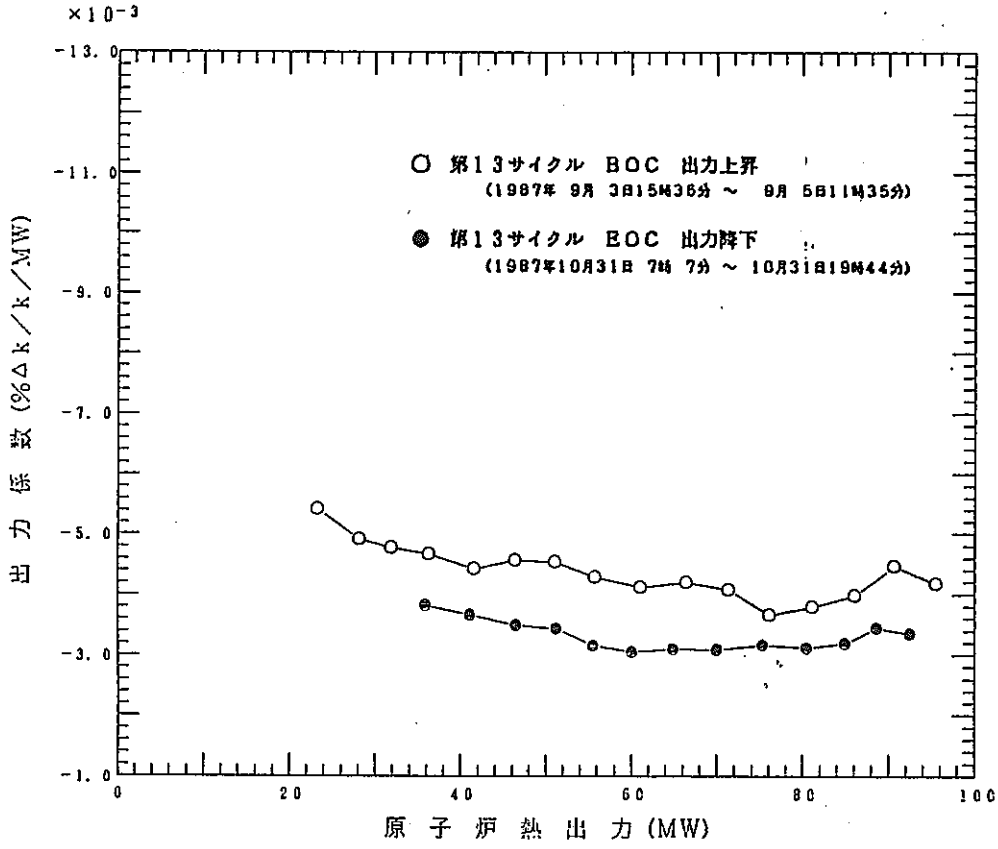


図3.7.1 出力係数測定結果

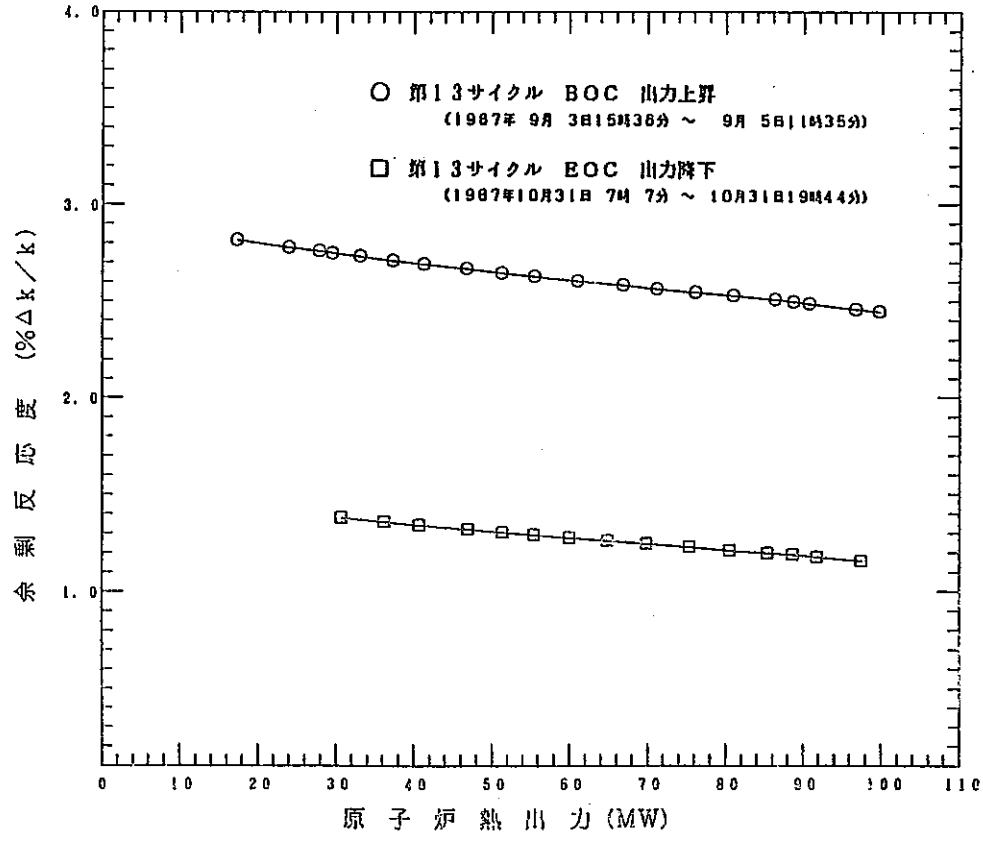


図3.7.2 熱出力変化に伴う余剰反応度変化

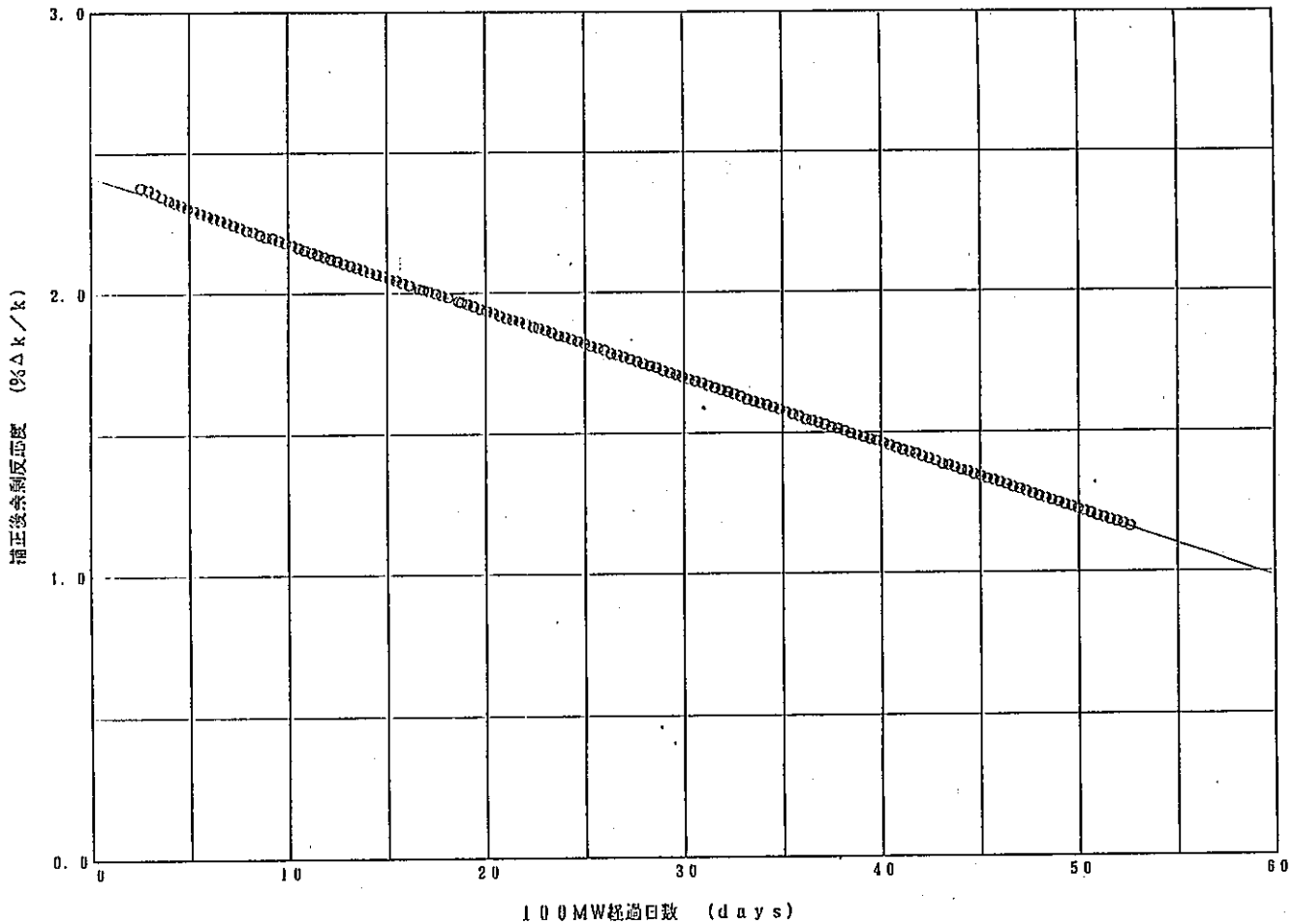


図3.7.3　100MW定格出力連続運転時の余剰反応度の変化

3.8 "MAGI" 改良に伴う拡散計算部分のCHECK

報告者：原（炉心・運転計画Gr）

1. 概　要

"MAGI" の改良に伴う拡散計算部分のCHECKを行った。

改良の主な内容は集合体単位でマクロ断面積を取り扱える様にしたことである。従来はドライバ燃料に対しては列単位で均質化して取り扱っていたため，組成の異なった集合体が装荷されても，（例えばJ1燃料の中にJ2燃料を装荷する場合等）その効果が希釈されてしまう傾向があったので，それを改善するための作業であった。作業の完了（外注）に伴い，"MAGI" 同志の改良前後の比較は報告されているが，その妥当性，つまり "MAGI" 自身その様な集合体毎に断面積，組成の異なった炉心構成での拡散計算は，うまく作動しているかどうかを同じ条件で他コード("CITATION") を使用して計算し，比較，CHECKを行うことにした。

2. 計算方法

"MAGI" 内部で計算しているマクロ断面積とマップ（HEX－Z体系に対する断面積の割り当て）を "CITATION" へ引き継ぎ，"CITATION" 3次元（HEX－Z）拡散計算を行った。炉心構成は燃料全て同一組成とし，3A1，3A2のみ極端にFissile量の少ない組成とした。

3. 計算結果

集合体を列単位で均質化してマクロ断面積を取り扱った場合と集合体単位で取り扱った場合との炉内Flux分布の比較を行った。"CITATION" 計算結果の比較を図3.8.1に "MAGI" 計算結果の比較を図3.8.2に示す。

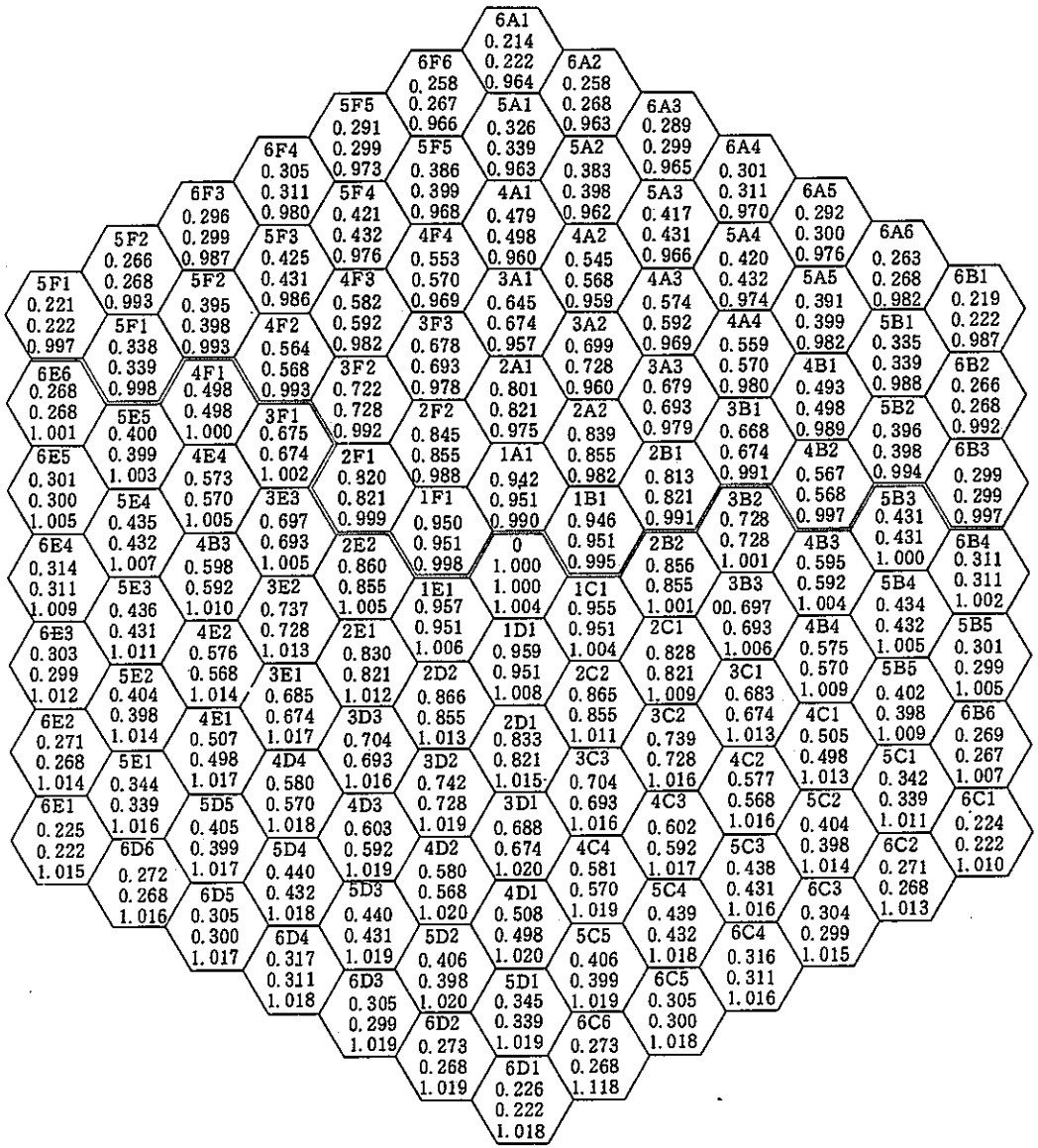
4. 評　価

1) 3A1と3A2の回りとの組成の違いは，改良前の "MAGI" に比べ改良後の "MAGI" はより良くFlux計算結果に反映されており，その違いの比（改良後が5%減）も "CITATION" と良く一致する。

2) 組成の違いによるFluxの空間分布への影響は炉心広範囲に伝播し "CITATION" の傾向と良い一致を見る。

3) 今回の改良に伴う "MAGI" の拡散計算は正常に機能していることが確かめられたので，第13サイクル記録計算以後に使用する。

（技－62－230）



CITAION FLUX PLOT M

上段NEW（集合体毎のマクロ断面積使用）
中段OLD（列毎のマクロ断面積使用）
下段NEW／OLD

注）Fluxは炉心中心（アドレス000）で規格化した。

図3.8.1　NEW－MAGIとOLD－MAGIの各マクロ断面積を使用したCITATION Flux分布の比較

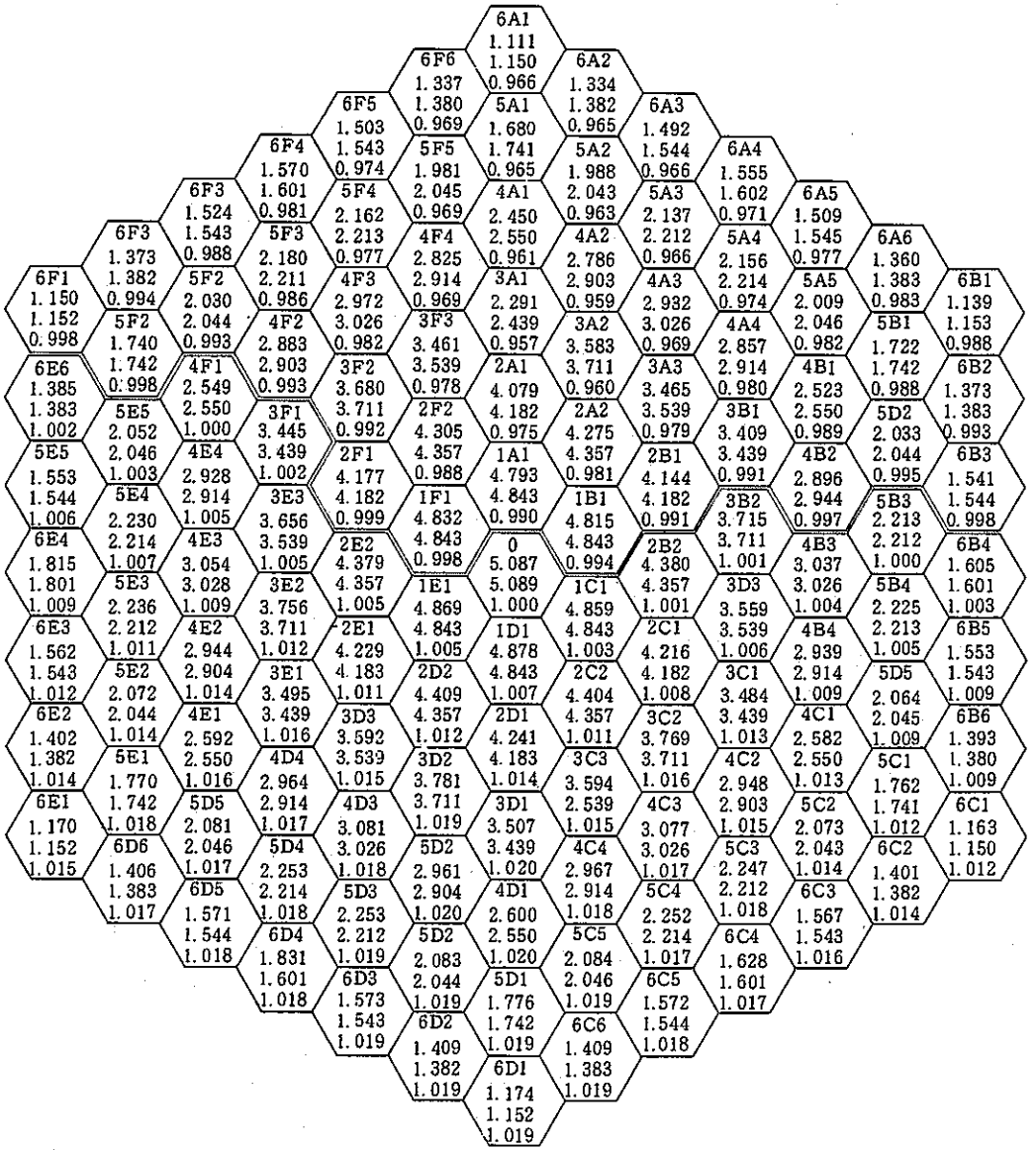


図3.8.2　NEW－MAGIとOLD－MAGIのFlux分布の比較

3.9 第13サイクル余剰反応度測定結果

報告者：青山・長崎（炉心・運転計画Gr）

1. 概　要

MK－Ⅱ定格第13サイクルの余剰反応度測定結果を報告し，"MAGI"予測計算結果との差を示す。

2. 第13サイクルBOC（昭和62年8月31日）での余剰反応度

(i) OMW，257.2℃（出入口温度平均）での余剰反応度実測値　：3.355％△k／k

(ii) OMW，250℃での余剰反応度実測値（温度補正後）　：3.384％△k／k

(iii) OMW，250℃での"MAGI"計算値（実測値による補正は含まない）：3.468％△k／k

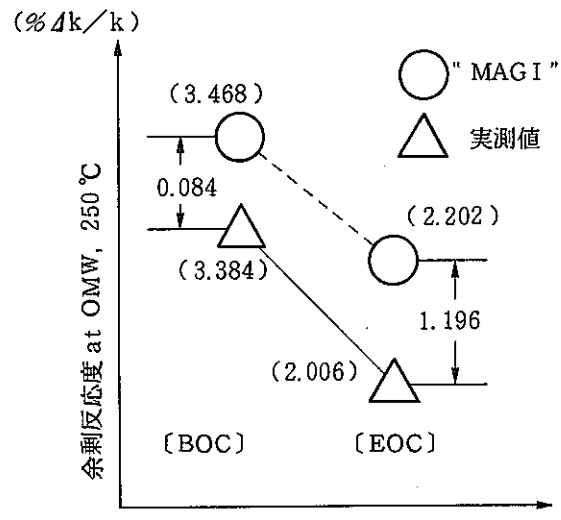
3. 第13サイクルEOC（昭和62年11月1日）での余剰反応度

(i) OMW，246.2℃（出入口温度平均）での余剰反応度実測値　：2.021％△k／k

(ii) OMW，250℃での余剰反応度実測値（温度補正後）　：2.006％△k／k

(iii) OMW，250℃での"MAGI"計算値（実測値による補正は含まない）：2.202％△k／k

4. 余剰反応度の実測値と"MAGI"計算値との比較



左図に第13サイクルのBOCとEOCにおける余剰反応度の実測値と"MAGI"計算値との差を示す。両者の差はBOCで0.084％△k／k，EOCで1.196％△k／kであり，EOCの方が0.112％△k／kだけ差が大きくなった。

この原因は主にBOC，EOCでの出力係数の違い（ヒステリシス）によるものである。

（技－62－235）

3.10 昭和62年度FBR報告会用資料の作成（燃焼反応度の変化）

報告者：青山（炉心・運転計画Gr）

1. 概　要

昭和62年度FBR報告会用資料として，燃焼反応度の変化についてまとめた。

内容は以下の通り。

(1) 「常陽」MK－I炉心における燃焼係数の推移 …… 図3.10.1

(2) 「常陽」MK－II炉心における燃焼係数の推移 …… 図3.10.2

(3) 「常陽」MK－I炉心における燃焼に伴う余剰反応度の変化
（75MW第2サイクル実測値） …… 図3.10.3

(4) ^{239}Npの効果による余剰反応度の変化 …… 図3.10.4

(5) 「常陽」と「大型炉」における燃焼反応度の予測精度の比較 …… 図3.10.1

（技－62－247）

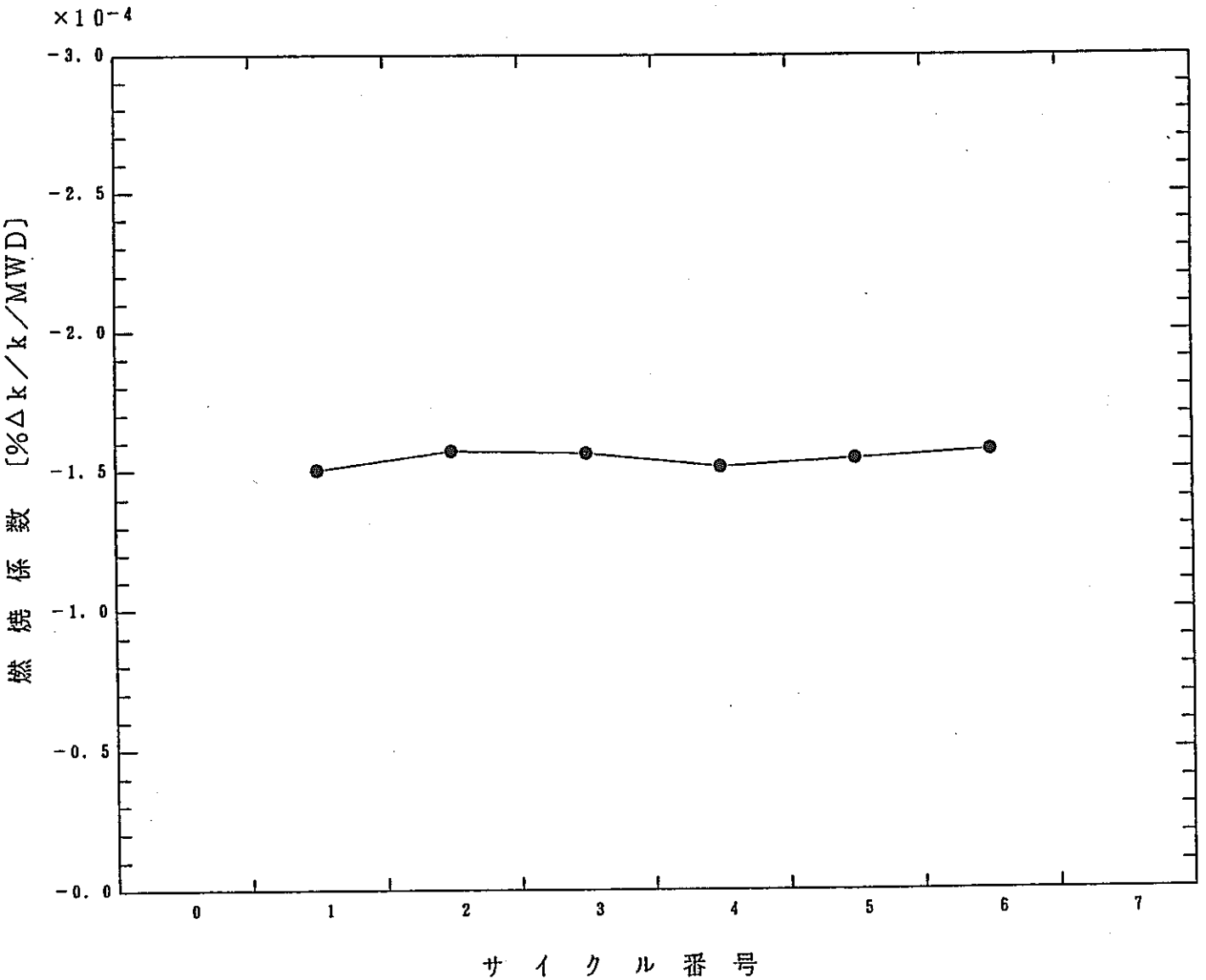


図3.10.1　MK－I（75MW）燃焼係数（平衡時）

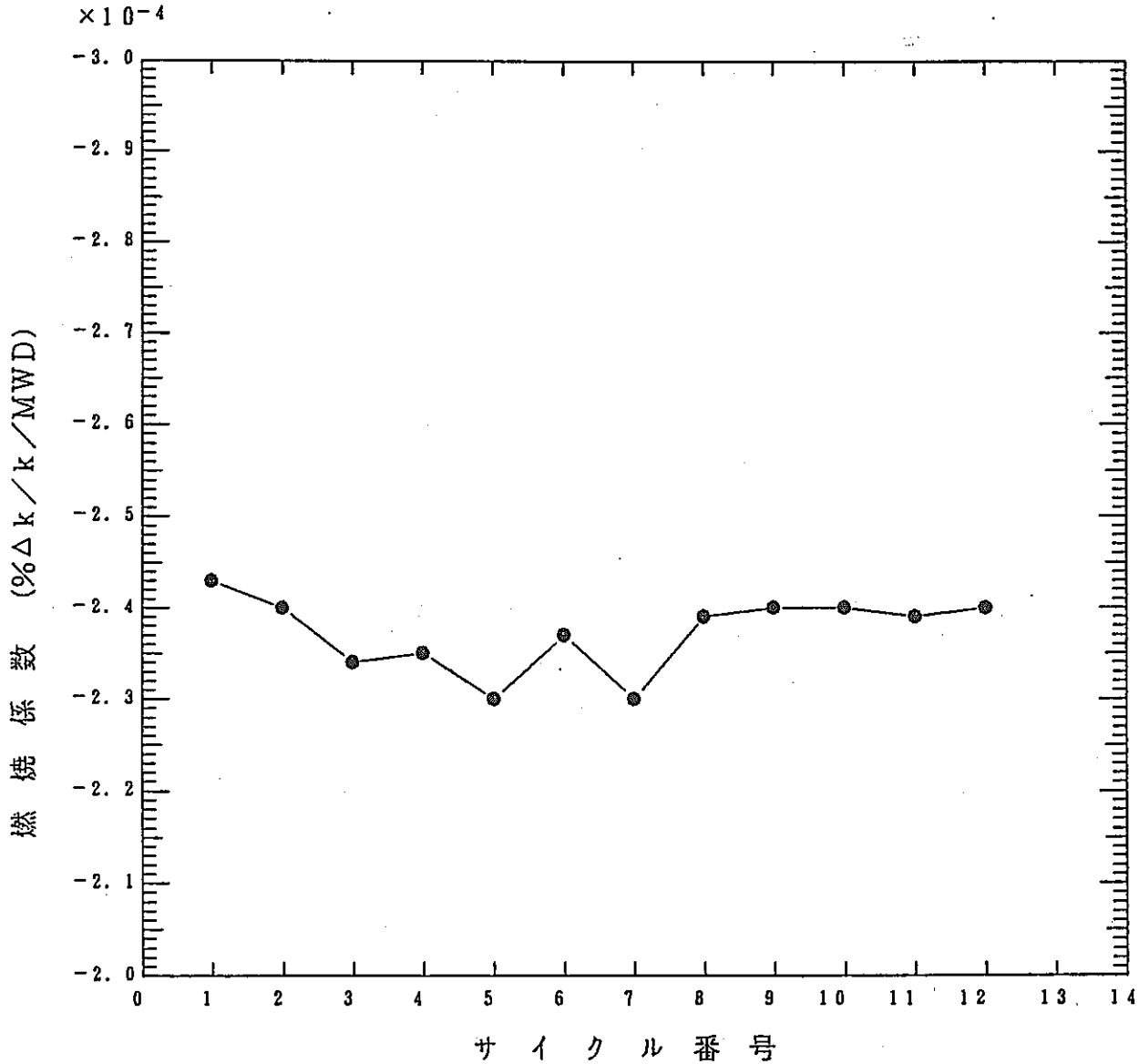


図3.10.2 MK－Ⅱ（100MW）燃焼係数（平衡時）

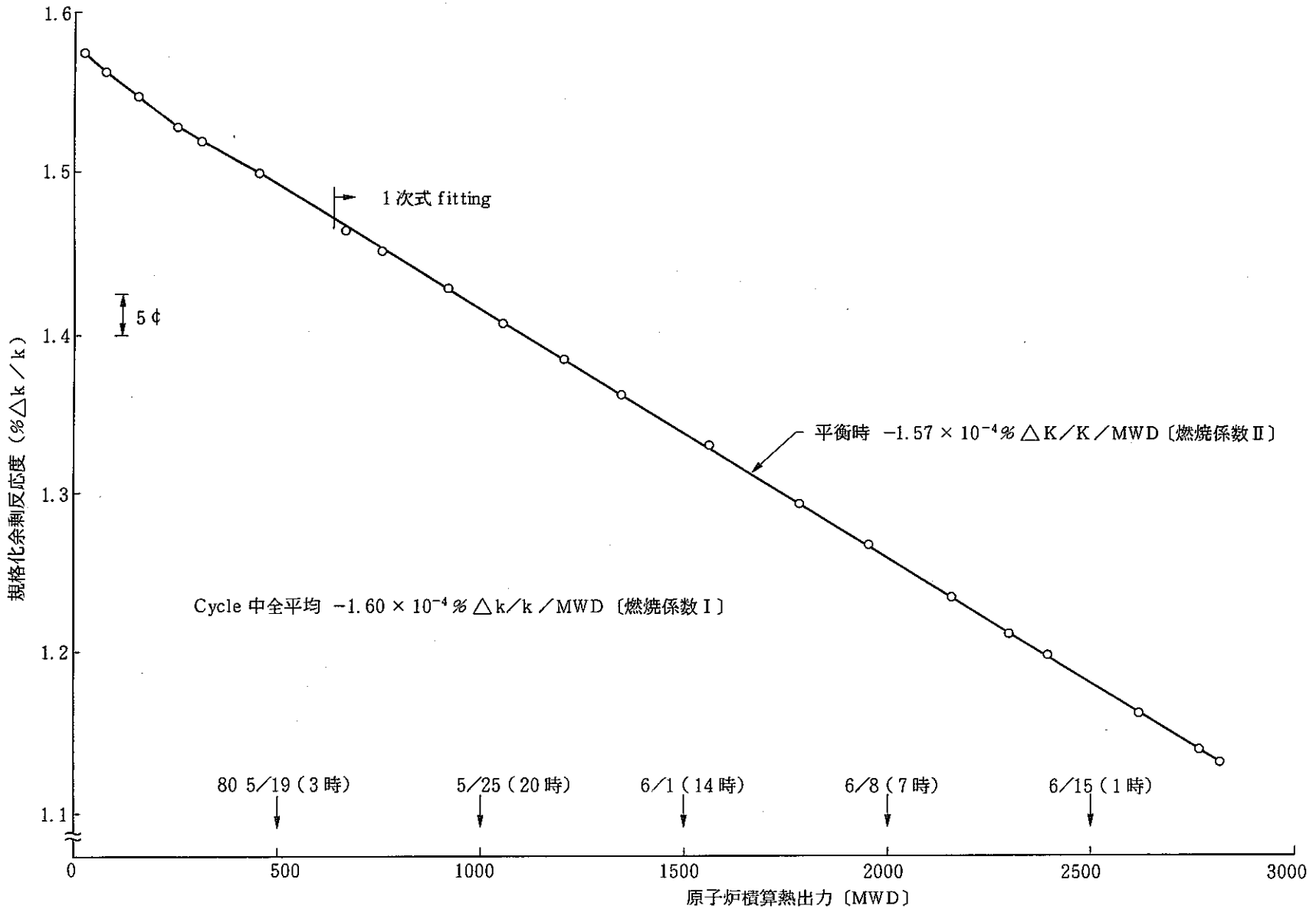


図3.10.3 「常陽」MK－Ⅰ炉心における燃焼に伴う余剰反応度の変化（75MW第2サイクル実測値）〔PNC N941 83－12より〕

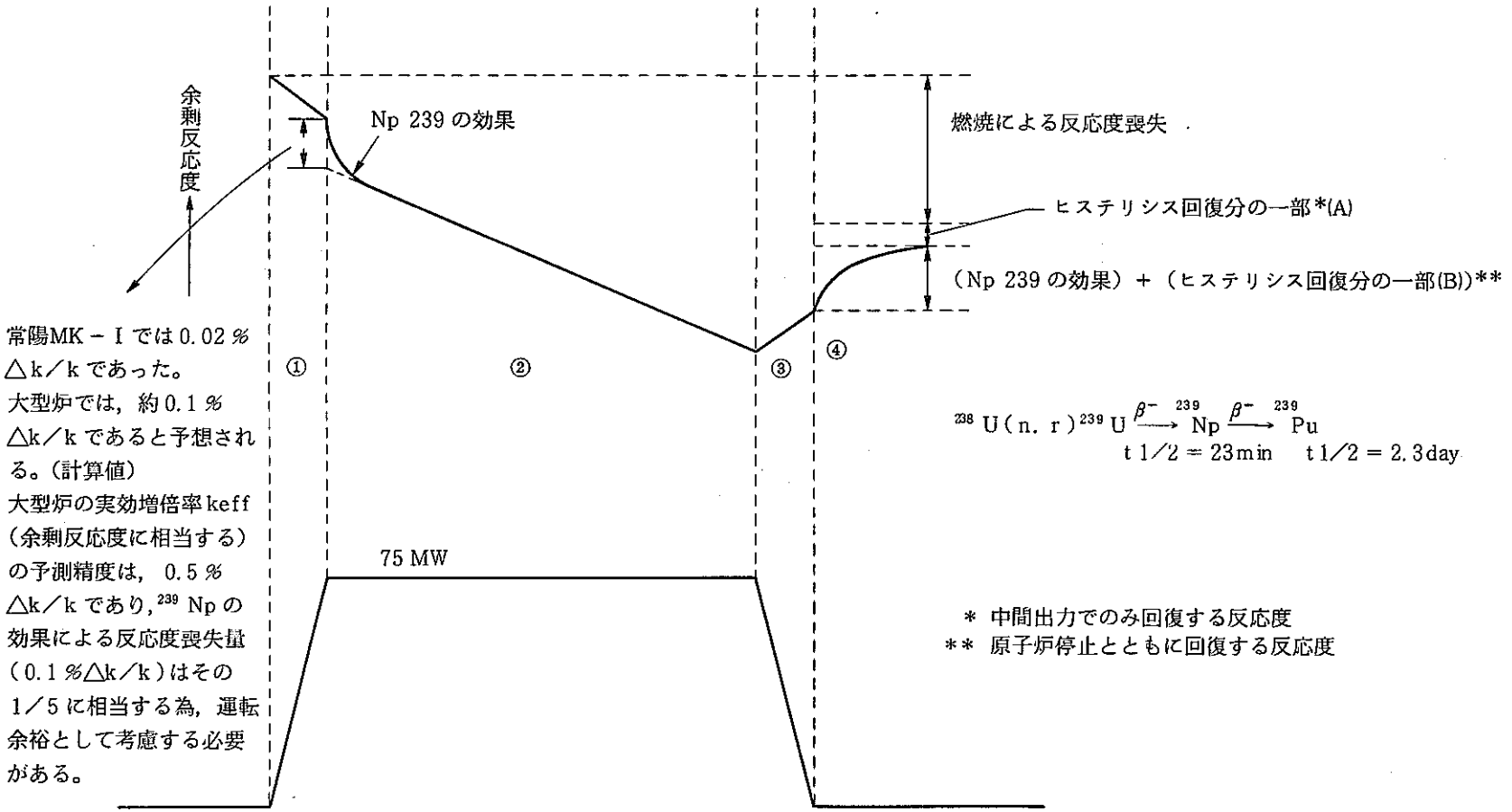


図3.10.4　239Np の効果による余剰反応度の変化〔PNC N941 83－12より〕

表3.10.1 「常陽」と「大型炉」における燃焼反応度の予測精度の比較

	常　　陽	大　型　炉
燃焼反応度の主成分	◦ ^{235}U, ^{239}Puの減損による fissile量の低下	◦ ^{238}Uの ^{239}Puへの転換による fissile量の増加 • F.P.の生成による中性子吸収量の増加
理　由	◦ 内部転換比が小さい。 ◦ 燃焼度が低い。 （J1燃料では最高 5万MWd／t） • 中性子スペクトルが硬い。	◦ 内部転換比が大きい。 ◦ 燃焼度が高い。 （8～10万MWd／t） ◦ 中性子スペクトルが軟い。
予測精度への影響	• 計算値は実測値とよく一致していた。（誤差5％以内）	◦ ^{238}U(n, r), F.P.の中性子吸収断面積の不確かさによる誤差が大きくなる。

3.11 MK−Ⅱ炉心第14サイクル予測計算結果

報告者：青山・長崎（炉心・運転計画Gr）

1. 概　要

「常陽」MK−Ⅱ定格第14サイクル運転開始にあたり，運転監視コード"MAGI"による予測計算を行って，余剰反応度及び制御棒較正時，反応度計算に用いる動特性パラメータ（JOYDAS設定値）を算出したので報告する。

2. 計算結果

(1) 余剰反応度予測（0MW・250℃）

BOC	2.925	%△k／k
EOC	1.554	%△k／k

$$\text{余剰反応度予測値} = \frac{\rho_{\text{MAGI計算値}}}{\text{MAGI計算値}} - 0.191^{*}$$

(2) 動特性パラメータ

(i) β eff

β_1	1.212×10^{-4}
β_2	8.988×10^{-4}
β_3	7.829×10^{-4}
β_4	1.568×10^{-3}
β_5	6.229×10^{-4}
β_6	1.674×10^{-4}
β_{Total}	4.161×10^{-3}

(ii) λ eff

（sec^{-1}）

λ_1	1.284×10^{-2}
λ_2	3.138×10^{-2}
λ_3	1.277×10^{-1}
λ_4	3.320×10^{-1}
λ_5	1.395×10^{0}
λ_6	3.773×10^{0}

＊技62−235で報告した余剰反応度の補正に更に運転日数の補正（EFPDは54.2であった）を加えたものである。

3.12 ステップ応答測定結果（MK－Ⅱ炉心第13サイクル）

報告者：島田（異常監視技術Gr）

1. 概　要

MK－Ⅱ炉心第13サイクルの出力上昇，下降時及び定格運転期間中に制御棒操作によるステップ応答試験を実施し，反応度フィードバック特性の経時変化を測定した。

2. 試験条件

出力：15～100 MW　　投入反応度：±約3～6 ¢

3. 結　果

(1) 図3.12.1，図3.12.2にそれぞれ中性子束及びS／A出口温度（〔1A1〕）のステップ応答形状の定格運転継続に伴う変化を示す。従来のサイクルではいずれの信号においてもEOCに向かって投入反応度に対する変化量が大きくなる現象が見られ，今サイクルでも観察された。

(2) 図3.12.3，図3.12.4定格運転継続に伴う出力係数，規格化S／A出口温度変化量の遷移を示す。出力係数について従来サイクルはEOCに向けて絶対値が低下する傾向を示したが，今回は規格化S／A出口温度変化量と共にサイクルを通じてほぼ一定であった。これらは燃焼が進むにつれて変化が緩慢になっていく傾向がみられ，今後の変化に注目する必要がある。

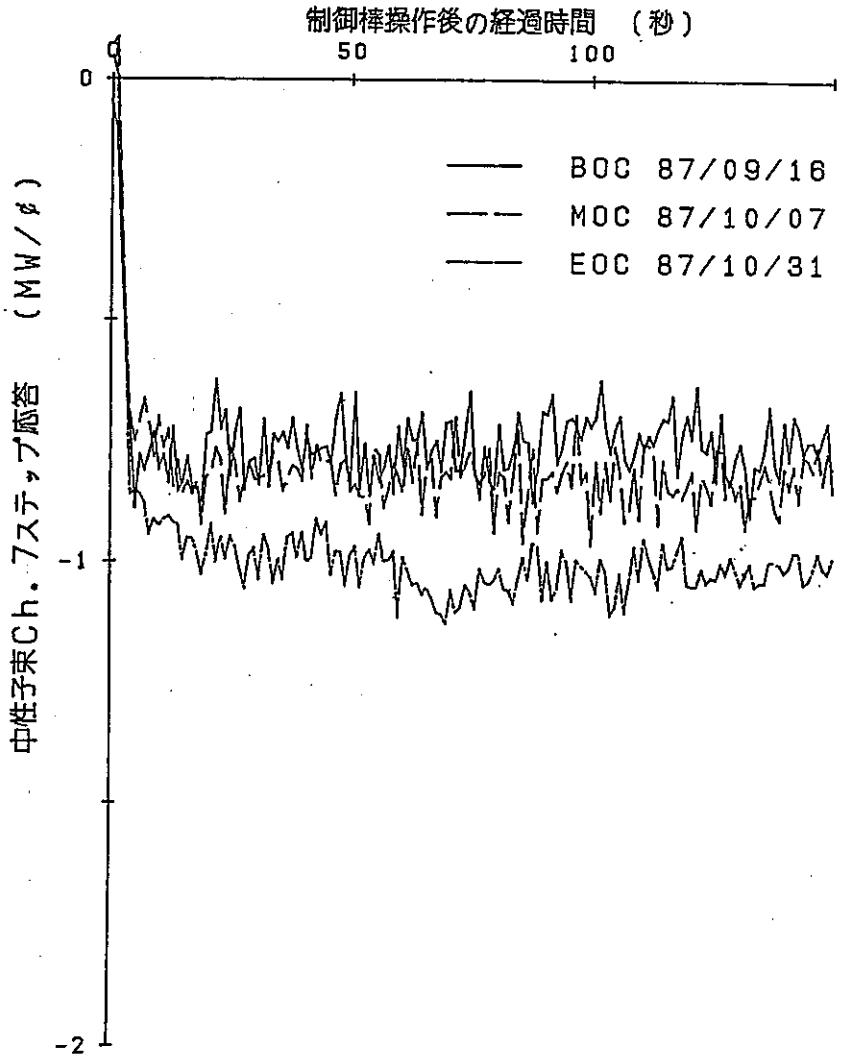


図 3.12.1　中性子束ステップ応答形状の経時変化
（MK－Ⅱ炉心第 13 サイクル，原子炉出力 100 MW）

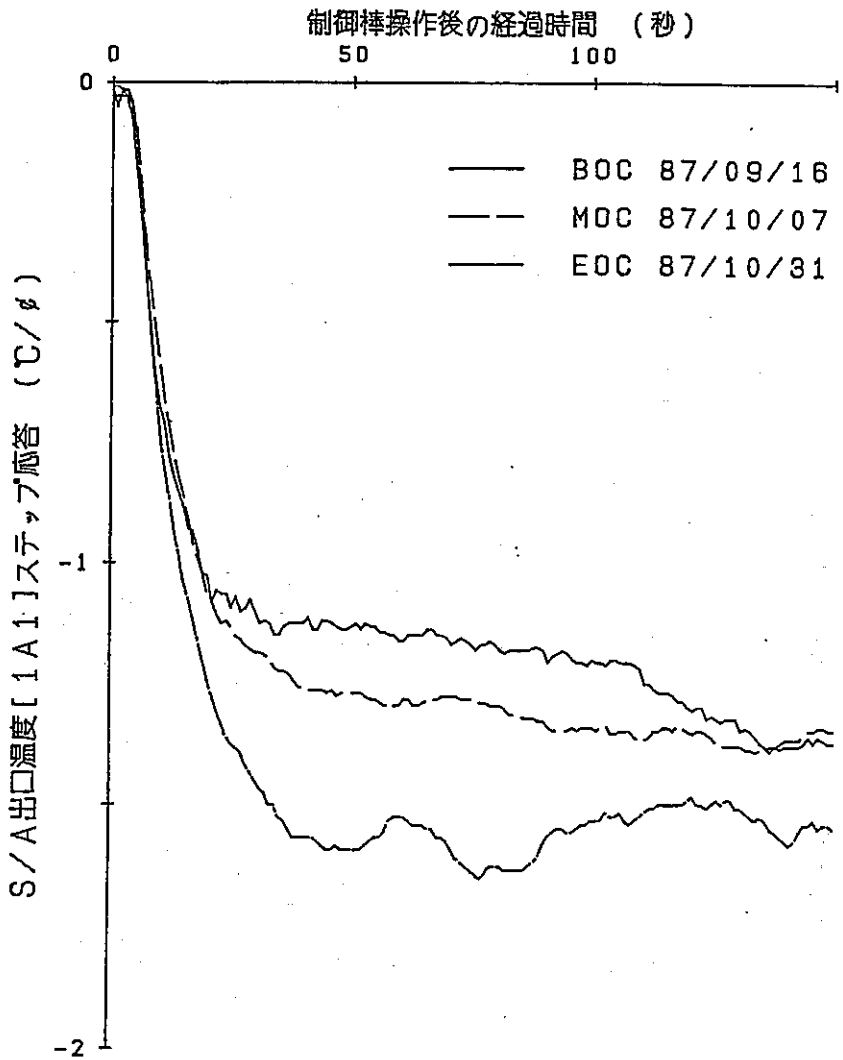


図 3.12.2　S／A出口温度ステップ応答形状の経時変化
（MK－Ⅱ炉心第 13 サイクル，原子炉出力 100 MW）

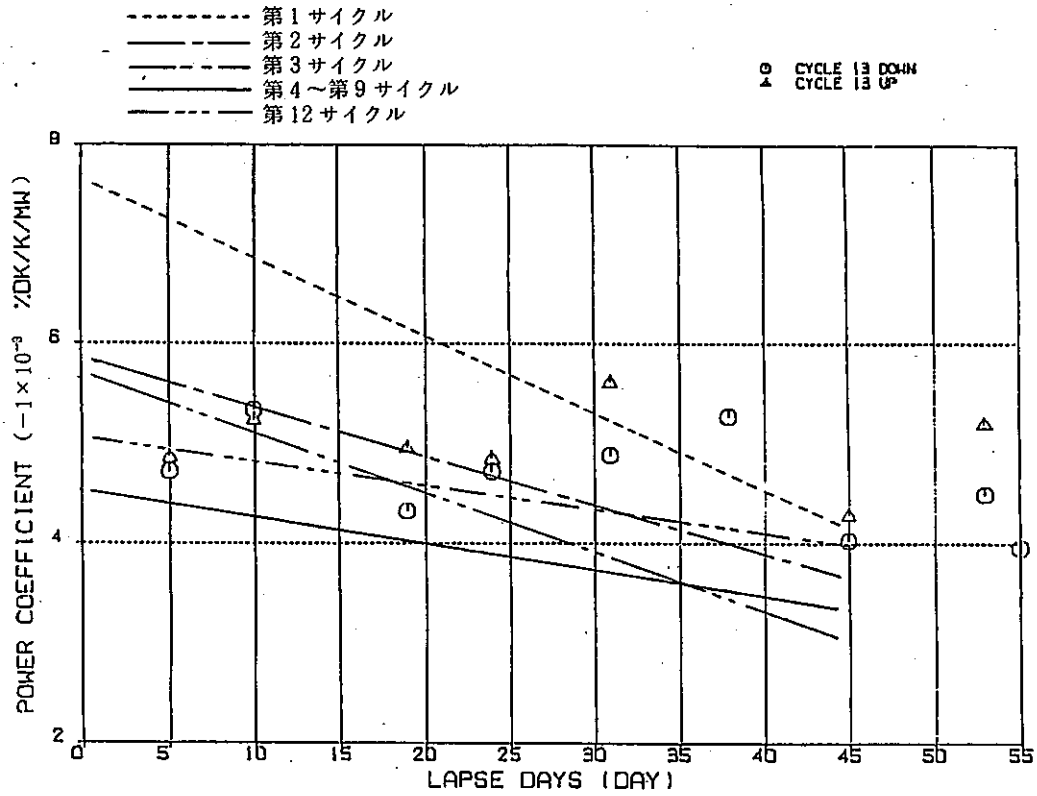


図3.12.3 POWER COEFFICIENT CHANGE IN OUTY CYCLE
定格運転に伴う出力係数の経時変化(MK−Ⅱ炉心第13サイクル)

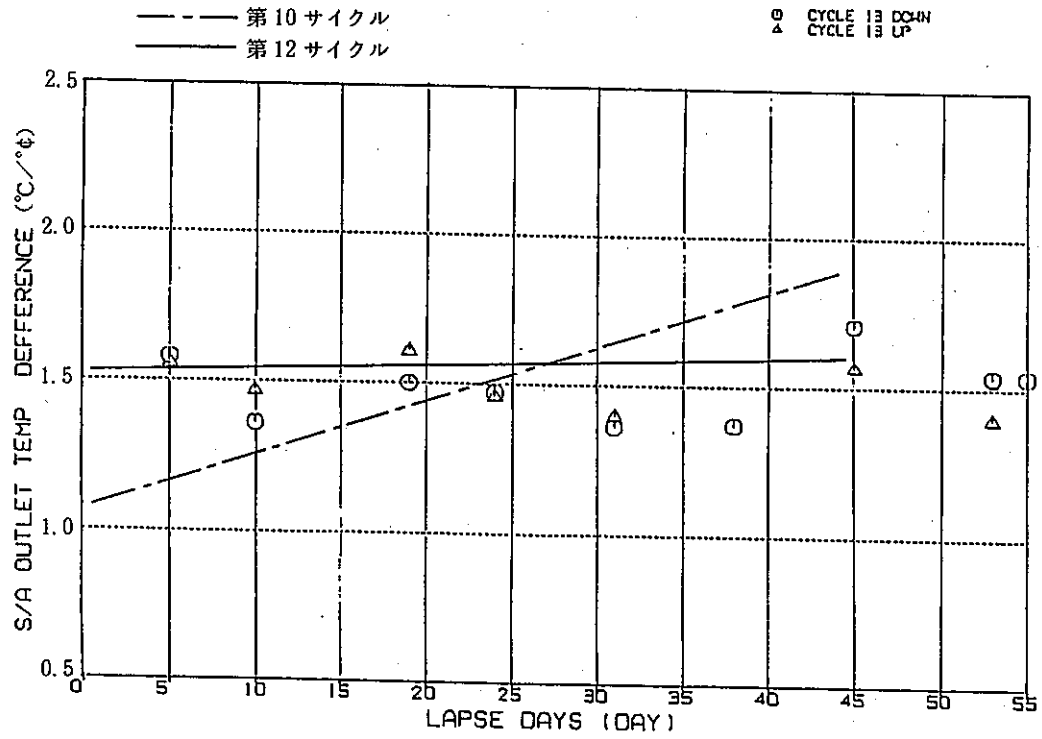


図3.12.4 S/A OUTLET TEMP CHANGE IN OUTY CYCLE
定格運転に伴う規格化S/A出口温度変化量の経時変化

3.13 "MAGI"による第13サイクル記録計算

報告者：原（炉心・運転計画Gr）

1. 目　的

第13サイクル運転終了に伴い，"MAGI"による第13サイクル記録計算を行ったので主要項目をまとめ報告する。

また，今サイクルより"MAGI"の改良版（マクロ断面積を列単位から集合体単位で取り扱える様にした）を用いているので，従来バージョンとの比較も行った。

2. 計算条件

1）オンラインデータの処理

JOYDASより以下の6本のMTを使用した。

600455－F4123－MKE129，600456－F4124－MKE130，

600458－F1415－MKE131，600461－D5407－MKE132，

600466－F2506－MKE133，600471－E1311－MKE134

2）集合体ライブラリ（組成ファイル）RAND

第12'－3サイクル記録計算結果のRANDファイルに対し，以下の組成を追加登録して今サイクル記録計算に使用した。

① PFD238～PFD257 ：照射課よりの実組成データ

② PFD301～PFD313 ：　〃

③ NFRI1S～NFRI1Z ：従来の内側反射体と同一組成

④ TCR201 ：照射課より支給データを基に計算

⑤ PFI011, PRA031, PRA032, PRS090 } 照－62－221に基づいて作成

3）圧損係数

入力データとなる特燃の圧損係数は照－62－221に基づき以下の値とした。

INTA－S $\triangle P = 1.306 \times 10^{-4} \times Q^{1.992}$，SMIR－9 $\triangle P = 7.206 \times 10^{-4} \times Q^{1.935}$，

AMIR31，AMIR32は従来のAMIRの圧損（技－58－158）を使用した。

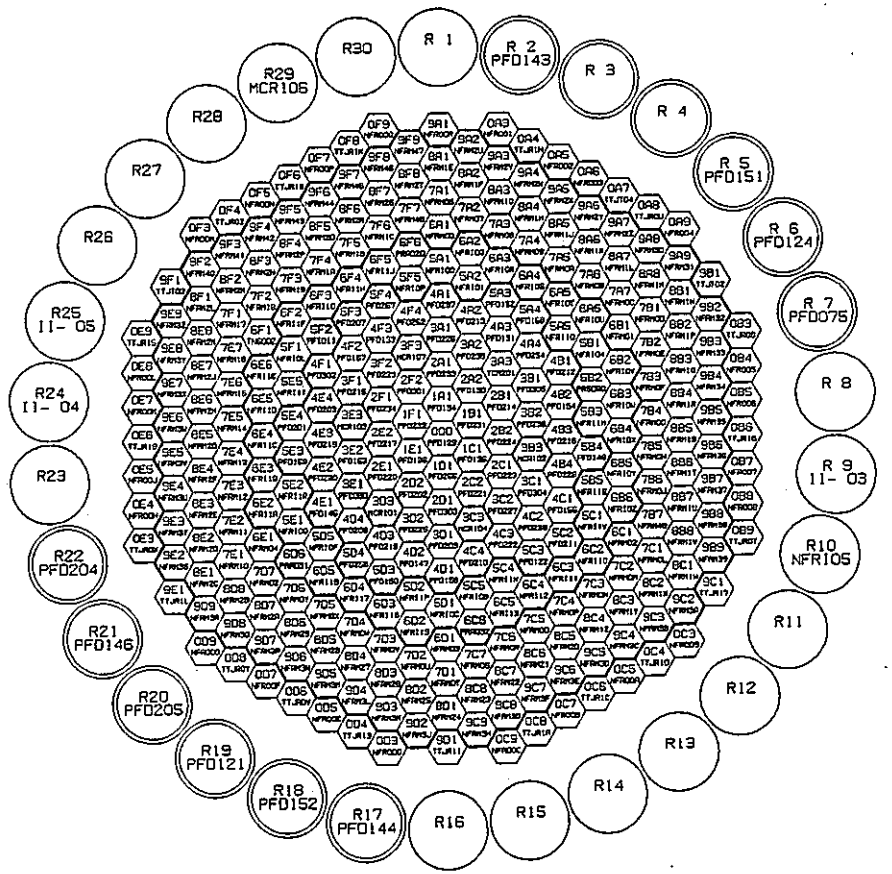
3. 計算結果

第13サイクル炉心構成図を図3.13.1に示す。計算結果の主要因を表3.13.1に示す。

旧バージョンと新バージョンの"MAGI"計算結果の炉内Flux分布を比較した結果，新燃料の集合体を約1%程度新バージョンの方が高目に評価し，その値は回りにも伝播する。その為，新燃

（技－62－282）

料の多く集まっている回りの集合体も一様に高くなり，その反対側の位置にある集合体は新燃料も含めて逆に低くなっていることが分った。



	炉心	ラック
炉心燃料	65	10
内側反射体	44	1
外側反射体〔A〕	143	0
外側反射体〔B〕	48	3
制御捧	6	1
中性子源	1	0
特殊燃料 A	0	0
特殊燃料 B	0	0
特殊燃料 C	1	0
特殊反射体	4	0
I N T A	1	0

CYCLE NO. 130
EOC DATE 1987. 10. 31.
FILE-NAME S406#. OUTPUT. CY13. SEQ10. DATA

JOYO S/A CONFIGURATION

図3.13.1 第13サイクル炉内集合体構成図

表3.13.1 "MAGI"記録計算結果サマリーMK-Ⅱ第13サイクル

運転開始（定格到達）日				昭和62年9月7日				
運転終了（定格終了）日				昭和62年10月31日				
E. F. P. D.				54.2 日				
炉心構成（添付図\参照）	炉心燃料	A型特燃	B型特燃	C型特燃	CMIR	SMIR	AMIR	その他
	65	0	0	1	1	3	0	INTA・S
炉心平均燃焼度（at EOC，除 特燃）				2.43×10^4 MWD／T				
最大燃焼度集合体（at EOC）	位置	3E2	集合体番号	PFD153	燃焼度ポイント最大		6.16×10^4 MWT／D	
最大線出力集合体（at BOC）	位置	1D1	集合体番号	PFD255	線出力ポイント最大		383 W／cm	
被覆管最高温度（ノミナル）（BOC）	位置	2F2	集合体番号	PFD301	温度		615 ℃	
OVER POWER（ノミナル）燃料最高温度（BOC）	位置	1D1	集合体番号	PFD255	温度		2361 ℃	
集合体毎の計算結果は次の集合体について記す。	PFD153，PFD255，PFD301，PFD030							

3.14 第14サイクルBOCにおける余剰反応度測定結果

報告者：青山・長崎（炉心・運転計画Gr）

1. 概　要

MK−Ⅱ定格第14サイクルBOCにおける余剰反応度の測定結果を報告し，”MAGI”予測計算結果との差を示す。

2. 第14サイクルBOC（昭和62年11月28日）での余剰反応度（表3.14.1参照）

(i) 0MW，254.4℃（出入口温度平均）での余剰反応度実測値　：2.966％△k／k

(ii) 0MW，250℃での余剰反応度実測値（温度補正後）　：2.986％△k／k

(iii) 0MW，250℃での”MAGI”計算値（実測値による補正は含まない）：3.096％△k／k

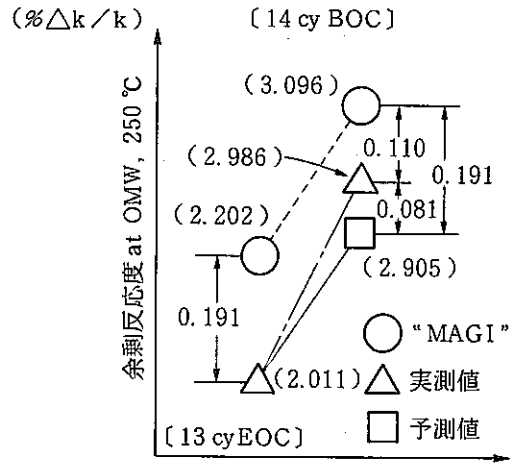
3. 第13サイクルEOC（昭和62年11月1日）での余剰反応度（表3.14.2参照）

(i) 0MW　246.2℃（出入口温度平均）での余剰反応度実測値　：2.024％△k／k

(ii) 0MW　250℃での余剰反応度実測値（温度補正後）　：2.011％△k／k

(iii) 0MW，250℃での”MAGI”計算値（実測値による補正は含まない）：2.202％△k／k

4. 余剰反応度の実測値と”MAGI”計算値との比較



左図に第14サイクルBOCと第13サイクルEOCにおける零出力臨界時の余剰反応度の”MAGI”計算値と実測値との差を示す。両者の差は第14サイクルBOCで0.110％△k／k，第13サイクルEOCで0.191％△k／k であり，前者の方が0.081％△k／k だけ差が小さくなっており，その分だけ余剰反応度の予測値を小さ目に評価する結果となった。この原因は主に第14サイクルから1例に装荷されているCMIRの置換反応度を過大評価したものと考えられる。

（技－62－283）

表3.14.1　第14サイクルBOCにおける余剰反応度測定結果

臨界データ							No. C 14 − 1 1987年11月28日10時58分
制御棒番号		1	2	3	4	5	6
制御棒位置指示値 (cm)		453.8	454.0	453.9	453.6	453.2	453.7
ラッチ後下端 L/S ON位置 (cm)	臨界時	− +0.1	+0.0	−0.1	+0.2	+0.2	+0.2
	較正時	+0.1	+0.0	−0.1	+0.2	+0.2	+0.2
	|臨界時| − |較正時|	+0.0	+0.0	+0.0	+0.0	+0.0	+0.0
ラッチ点補正済制御棒位置 (cm)		453.8	454.0	453.9	453.6	453.2	453.7
ラッチ点補正済制御棒価置 (%Δk/k)		0.54401	0.53500	0.47426	0.46030	0.46227	0.48973
ラッチ点補正済余剰反応度					2.96558 %Δk/k		

一次主循環流量 (m³/hr)	A	B	A・B平均
	1287.1	1279.7	1283.4

炉容器出入口温度 (℃)	入口		出口		出入口A・B平均
	A	B	A	B	
	254.2	254.1	255.1	254.3	254.5

炉容器出入口Na温度補正量（補正係数 −4.00E−3）	0.01790 (%Δk/k)
ラッチ点，炉容器出入口Na温度補正済余剰反応度	2.98347 (%Δk/k)

CRD熱収縮補正	ラッチ点測定時刻	臨界点測定時刻	臨界点測定までの経過時間	CRD熱収縮補正量 $1.027\times10^{-2}t - 1.44\times10^{-4}t + 2.082\times10^{-7}t^2$	$t \geq 345$ 補正量 = −0.01463
	9:59	10:58	59 min	0.00250	%Δk/k
ラッチ点，炉容器出入口Na温度，熱収縮補正済余剰反応度				2.98597	%Δk/k

注）　◦ラッチ点補正済余剰反応度は，第14サイクルでの制御棒較正曲線より算出した。
◦一次系冷却材流量の定格流量からのずれによる反応度補正は微小であるため無視した。
◦原子炉入口Na温度補正に使用した等温係数は第13サイクルでの測定値を用いた。

表3.14.2　第13サイクルEOCにおける余剰反応度測定結果

臨界データ					No. C 13 - 14 1987年11月 1日 7時07分		
制御棒番号		1	2	3	4	5	6
制御棒位置指示値 (mm)		494.6	494.3	494.1	494.1	494.0	494.1
ラッチL/SON位置 (mm)	臨界時	+0.1	+0.0	-0.1	+0.2	+0.2	+0.2
	較正時	+0.1	+0.0	-0.1	+0.3	+0.3	+0.3
	|臨界時| - |較正時|	+0.0	+0.0	+0.0	-0.1	-0.1	-0.1
ラッチ点補正済制御棒位置 (mm)		494.6	494.3	494.1	494.0	493.9	494.0
ラッチ点補正済制御棒価値 (%Δk/k)		0.36519	0.34473	0.32631	0.31261	0.33047	0.34511
ラッチ点補正済余剰反応度					2.02443 %Δk/k		

一次主循環流量 (m³/hr)	A	B	A・B平均
	1291.1	1286.5	1288.8

炉容器出入口温度 (℃)	入口 A	入口 B	出口 A	出口 B	出入口A・B平均
	245.7	245.6	247.1	246.3	246.2

炉容器出入口Na温度補正量（補正係数 -4.0E-3）	-0.01510 (%Δk/k)
ラッチ点，炉容器出入口Na温度補正済余剰反応度	2.00933 (%Δk/k)

CRD熱収縮補正	ラッチ点測定時刻	臨界点測定時刻	臨界点測定までの経過時間	CRD熱収縮補正量 $1.027\times10^{-2}t - 1.44\times10^{-4}t + 2.082\times10^{-7}t^2$	$t \geq 345$ 補正量 $= -0.01463$
	6:00	7:07	67 min	0.00156 %Δk/k	
ラッチ点，炉容器出入口Na温度，熱収縮補正済余剰反応度				2.01088 %Δk/k	

注）　◦ラッチ点補正済余剰反応度は，第13サイクルでの制御棒較正曲線より算出した。

◦一次系冷却材流量の定格流量からのずれによる反応度補正は微小であるため無視した。

◦原子炉入口Na温度補正に使用した等温係数は第13サイクルでの測定値を用いた。

3.15 「常陽」第14サイクル末におけるペレット最大燃焼度のヒストグラム

報告者：長崎（炉心・運転計画Gr）

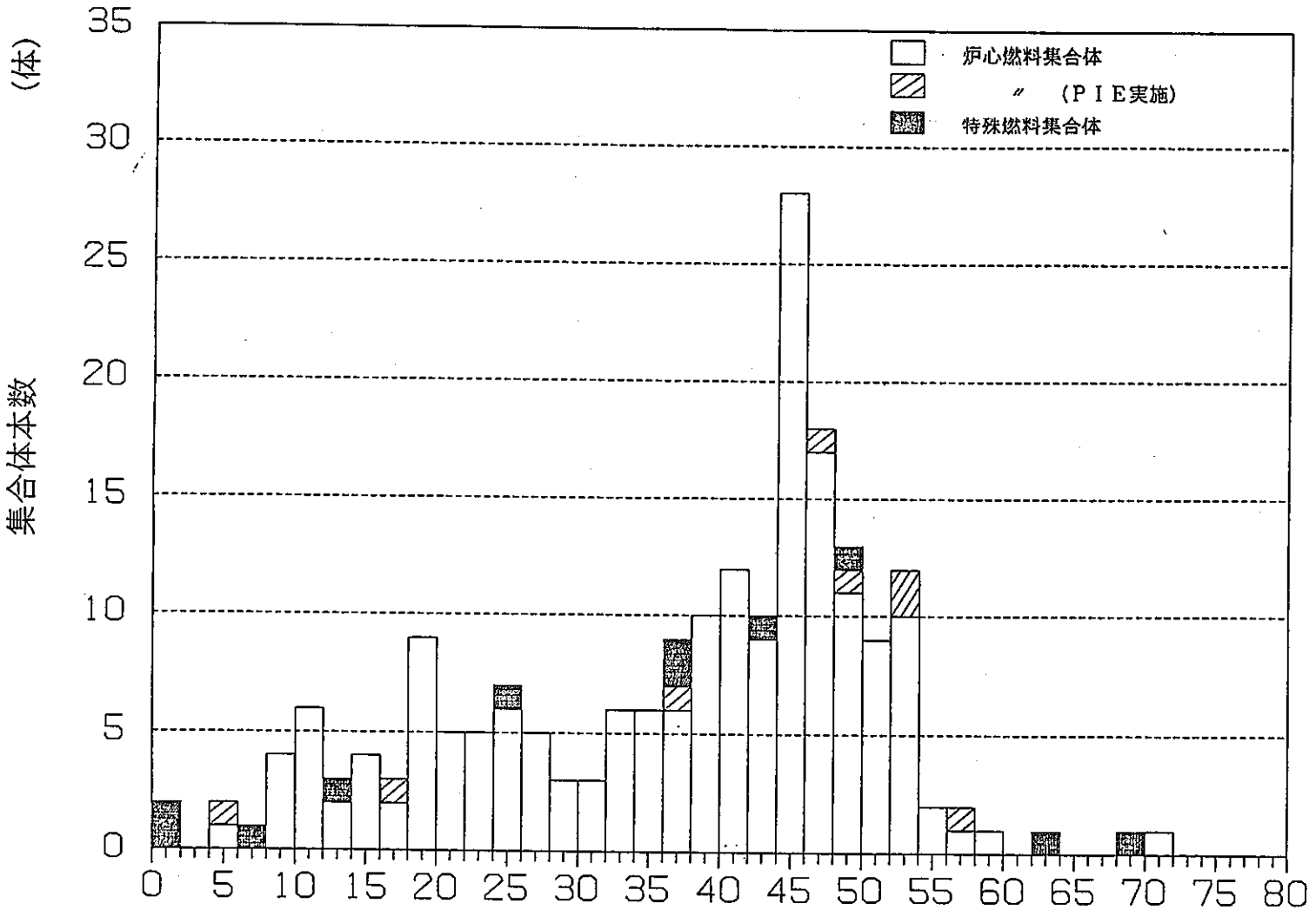
「常陽」MK−Ⅱ炉心第14サイクル末時点における，MK−Ⅱ炉心で照射された燃料全て（特燃を含む）を対象とし，ペレット最大燃焼度のヒストグラムを作成した。

データの出典：

(1) 炉心燃料集合体……MAGI第14サイクル記録計算結果による。

(2) 特殊燃料集合体…… ESPRIT−J計算結果による。但し，INTA−1はMAGIの計算結果からC3Mは第11サイクル末のESPRIT−J計算結果から外挿。（データは照射課より支給）

（技−62−285）



ペレット最大燃焼度 (８８年１月末現在)

ペレット最大燃焼度(88年1月末現在)

3.16 MK－Ⅱ炉心第14サイクル等温温度係数測定結果（速報）

報告者：青山・長崎（炉心・運転計画Gr）

1. 概　要

MK－Ⅱ炉心定格第14サイクルBOCにおいて等温温度係数を測定した。等温温度係数は系統温度が約250℃及び約370℃での余剰反応度を測定し，その差により求めた。

2. 測定日

昭和62年11月29日

3. 測定結果

系統温度が約250℃及び約370℃における余剰反応度測定結果を下表に示す。

系統温度	原子炉出入口温度（平均）	余剰反応度	原子炉出力
約 250 ℃	245.0 ℃ *	3.0058 %△k／k	0.36 MW
約 370 ℃	369.3 ℃ *	2.5090 %△k／k	2.12 MW

余剰反応度は，系統温度約250℃及び約370℃のそれぞれの温度における臨界点での制御棒位置（ラッチ点補正済）から制御棒較正曲線を用いて算出し，制御棒駆動機構の延長管の熱収縮補正，0MWへの出力補正を行った。

4. 評　価

上表より系統温度約250℃～約370℃における等温温度係数は，-4.00×10^{-3} %△k／k／℃となった。第13サイクルにおける同系数は，-4.00×10^{-3} %△k／k／℃であり，同じ値となっている。

（技－62－287）

＊ JOYDAS指示値

3.17 MK－Ⅱ炉心第14サイクル流量反応度係数測定結果（速報）

報告者：青山・長崎（炉心・運転計画Gr）

1. 概　要

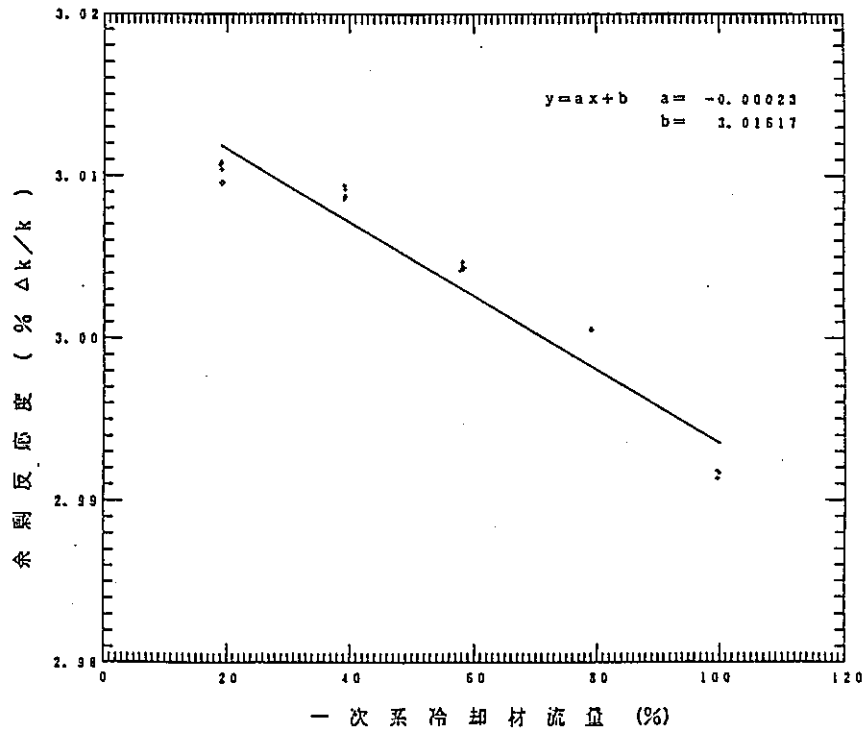
MK－Ⅱ炉心定格第14サイクルBOCにおいて1次系冷却材流量反応度係数を測定した。測定方法，測定結果について報告する。

2. 測定方法

本試験では1次系冷却材流量の変化に対する反応度変化量を臨界法により測定する。即ち1次系冷却材流量の変化前後の臨界点における制御棒位置より，それぞれの状態での余剰反応度を制御棒較正曲線を用いて求め，その差をとることにより反応度変化量を算出した。

3. 測定結果

下図に1次系冷却材流量と余剰反応度の関係を示す。図より流量が100％～80％での余剰反応度の低下が大きく，80％～40％ではほぼ直線的に低下し，40％～20％では変化が微小であることがわかる。100％～20％での平均の流量反応度係数は，最小自乗法による直線回帰の結果，-2.3×10^{-4}％△k／k／％flowとなった。また100％～20％の流量低下に伴う反応度増加量は5℄程度であった。



（技－62－302）

3.18 第15サイクル炉心構成における反応度計入力用動特性パラメータの計算

報告者：青山（炉心・運転計画Gr）

1. 概　要

「常陽」MK－Ⅱ炉心第15サイクル炉心構成において反応度計入力用動特性パラメータを計算したので報告する。

2. 計算条件

(1) 計算コード …… "MAGI"予測計算

(2) 炉心構成 …… （新燃料）J1燃料1体，J2燃料10本，B型特燃1体装荷

(3) 制御棒位置 …… 臨界点付近（約442 mm）まで挿入

3. 計算結果

反応度計入力用データを下表に示す。

(i) β eff

β_1	1.243×10^{-4}
β_2	9.130×10^{-4}
β_3	7.959×10^{-4}
β_4	1.599×10^{-3}
β_5	6.315×10^{-4}
β_6	1.683×10^{-4}
β_{Total}	4.232×10^{-3}

(ii) λ eff

(sec^{-1})

λ_1	1.283×10^{-2}
λ_2	3.139×10^{-2}
λ_3	1.273×10^{-1}
λ_4	3.315×10^{-1}
λ_5	1.396×10^{0}
λ_6	3.776×10^{0}

尚，反応度計入力用動特性パラメータは，JOYDAS入力用と異なり，運転サイクル毎の更新は行わない。第15サイクルでの更新はJ2炉心移行中につき実施するものである。次回の更新は，J2炉心平衡時（第19サイクル頃）の予定である。

3.19 INTAの測定値に基づく出力係数の見直し

報告者：池田（原子炉利用Gr）

1. 目　的

INTA−1の燃焼初期の測定値をもとに，出力係数用温度換算係数（1MW当りの燃料温度上昇率）を見直した。

2. 評価方法

燃料平均温度の上昇率（℃／MW）を次の2ケースについて評価した。

① ケース1 …… INTA−1の燃料温度の測定値から線出力の違いを考慮して求めた。

② ケース2 …… ケース1の評価値に更に，スエリングによるギャップコンダクタンスの改善（2倍）の効果を考慮して求めた。

3. 評価結果

(1) 燃料温度及び燃料膨張率

炉心各状態の燃料温度及び燃料膨張率（温度依存）を表3.19.1に示す。

(2) 出力係数

(1)をもとに見直した出力係数を表3.19.2に示す。

以上より，ケース2では現在の測定値（-4×10^{-3} %△K／K／MW）とほぼ一致した。

4. 評　価

本資料により燃料温度の不確かさを見直すことにより出力係数の予測精度の向上が期待される知見が得られた。

表 3.19.1　見直し後の燃料温度及び燃料膨張率

	項　　目	従　　来	ケース①	ケース②
100 MW	燃料温度〔　℃　〕	1110	940	820
	燃料膨張率〔×10^{-6} ℃〕	18.5	16.8	15.5
75 MW	燃料温度〔　℃　〕	925	798	708
	燃料膨張率〔×10^{-6} ℃〕	16.6	15.3	14.4
45 NW	燃料温度〔　℃　〕	703	627	573
	燃料膨張率〔×10^{-6} ℃〕	14.3	13.6	13.3
～1 MW	燃料温度〔　℃　〕	370	370	370
	燃料膨張率〔×10^{-6} ℃〕	11.0	11.0	11.0

表 3.19.2　燃料温度見直し後の出力係数

〔単位：×10^{-6} △k／k k′／℃〕

	項　　目	従　　来	ケース①	ケース②
100 MW	燃料ペレット膨張	－4.20	－2.94	－2.14
	ドップラ効果	－1.21	－0.82	－0.76
	その他	－1.22	－1.22	－1.22
	合　　計	－6.63	－4.98	－4.12
75 MW	燃料ペレット膨張	－3.77	－2.68	－1.99
	ドップラ効果	－1.40	－1.10	－0.87
	その他	－1.11	－1.11	－1.11
	合　　計	－6.28	－4.89	－3.97
45 MW	燃料ペレット膨張	－3.31	－2.42	－1.83
	ドップラ効果	－1.72	－1.07	－0.95
	その他	－1.09	－1.09	－1.09
	合　　計	－6.12	－4.58	－3.87
～0 MW	燃料ペレット膨張	－2.49	－1.94	－1.51
	ドップラ効果	－2.62	－2.02	－1.60
	その他	－1.07	－1.07	－1.07
	合　　計	－6.18	－5.03	－4.19

3.20 MK－Ⅱ炉心第14サイクル制御棒較正試験結果

報告者：長崎（炉心・運転計画Gr）

1. 目　的

MK－Ⅱ炉心第14サイクル（定格出力100MW）起動にあたり制御棒価値を測定し原子炉運転及び各種試験に必要な制御棒反応度特性の情報を得る。*1

2. 試験方法

i） 制御棒6本同時差換法により制御棒較正曲線（350 mm～650 mm）を得る。

ii） 中性子源増倍法及び6本同時差換法の測定値より制御棒全反応度価値を得る。

3. 結　果

MK－Ⅱ炉心第14サイクルの制御棒較正試験の結果を表3.20.1及び図3.20.1～図3.20.6に示す。

(1) 制御棒較正曲線

以下に干渉効果補正後較正曲線近似式を示す。

$$\text{制御棒価値}\ (\%\Delta k/k) = -\sum_{i=0}^{5} CRCOEF(i,R) \times X^i$$

［R：制御棒番号
X：制御棒位置（mm）］

表3.20.1　制御棒較正曲線フィッティング係数

C R 1	C R 2	C R 3
COEF(0)= 5.1655251D－01	COEF(0)=－1.5977222D＋00	COEF(0)=－4.5918819D－01
COEF(1)=－2.8865449D－02	COEF(1)=－6.8606202D－03	COEF(1)=－1.6030142D－02
COEF(2)= 1.3200796D－04	COEF(2)= 3.9444432D－05	COEF(2)= 7.5855088D－05
COEF(3)=－2.4191956D－07	COEF(3)=－4.7001514D－08	COEF(3)=－1.2479495D－07
COEF(4)= 2.0831071D－10	COEF(4)= 4.9395521D－12	COEF(4)= 8.8053648D－11
COEF(5)=－7.1318149D－14	COEF(5)= 1.2219621D－14	COEF(5)=－2.2548717D－14
C R 4	**C R 5**	**C R 6**
COEF(0)= 1.0157955D＋00	COEF(0)=－1.9292413D－01	COEF(0)= 1.0664048D＋00
COEF(1)=－3.0558578D－02	COEF(1)=－1.7419421D－02	COEF(1)=－3.2185968D－02
COEF(2)= 1.3552287D－04	COEF(2)= 7.8902292D－05	COEF(2)= 1.4083574D－04
COEF(3)=－2.4860024D－07	COEF(3)=－1.2799763D－07	COEF(3)=－2.5202615D－07
COEF(4)= 2.1583446D－10	COEF(4)= 8.9038870D－11	COEF(4)= 2.1063125D－10
COEF(5)=－7.4697579D－14	COEF(5)=－2.2092018D－14	COEF(5)=－6.9249387D－14

(2) 制御棒全反応度価値（差換法データ外挿による計算値）

制　御　棒	1	2	3	4	5	6
制御棒全反応度価値（%△K／K）	2.26	2.24	1.99	1.92	1.91	2.04

（技－62－311）

*1：制御棒較正試験は昭和62年11月28日に実施。

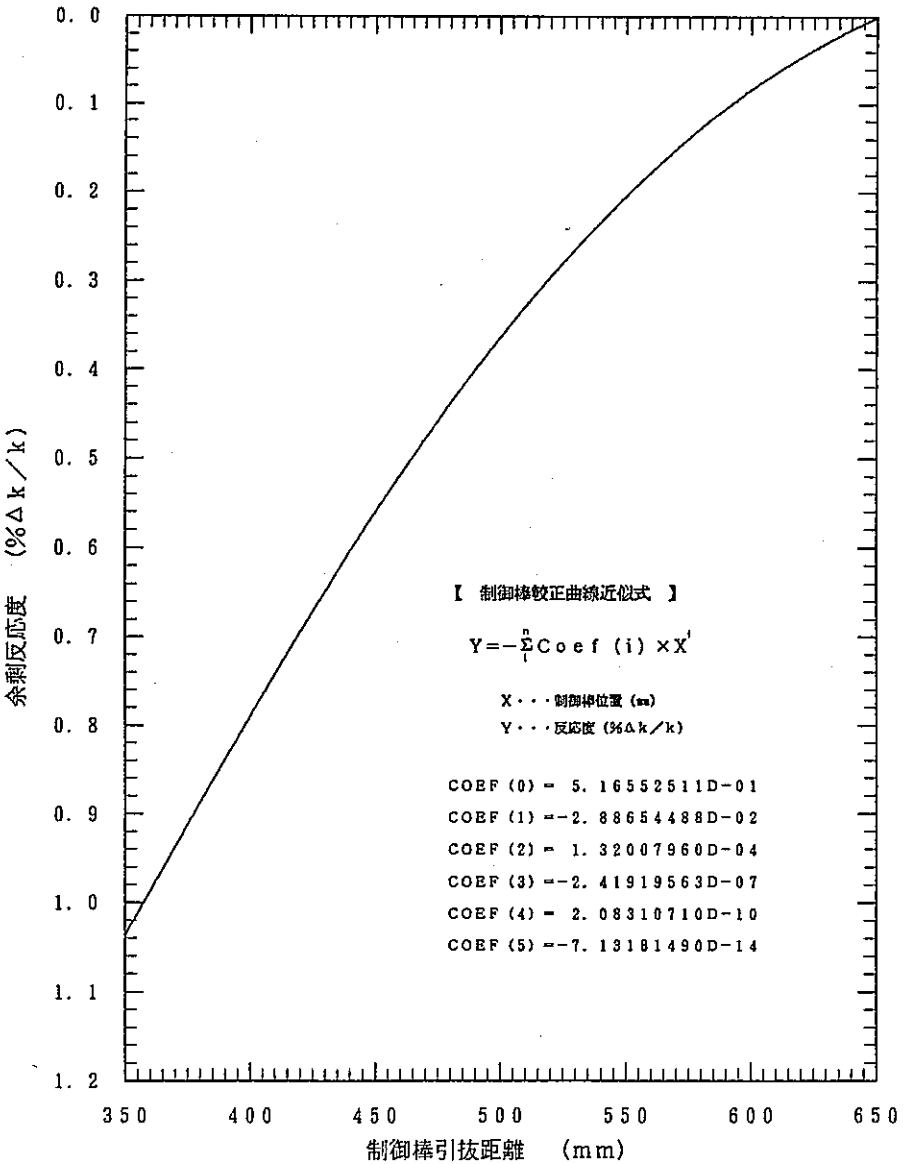


図3.20.1 制御棒1ストローク曲線

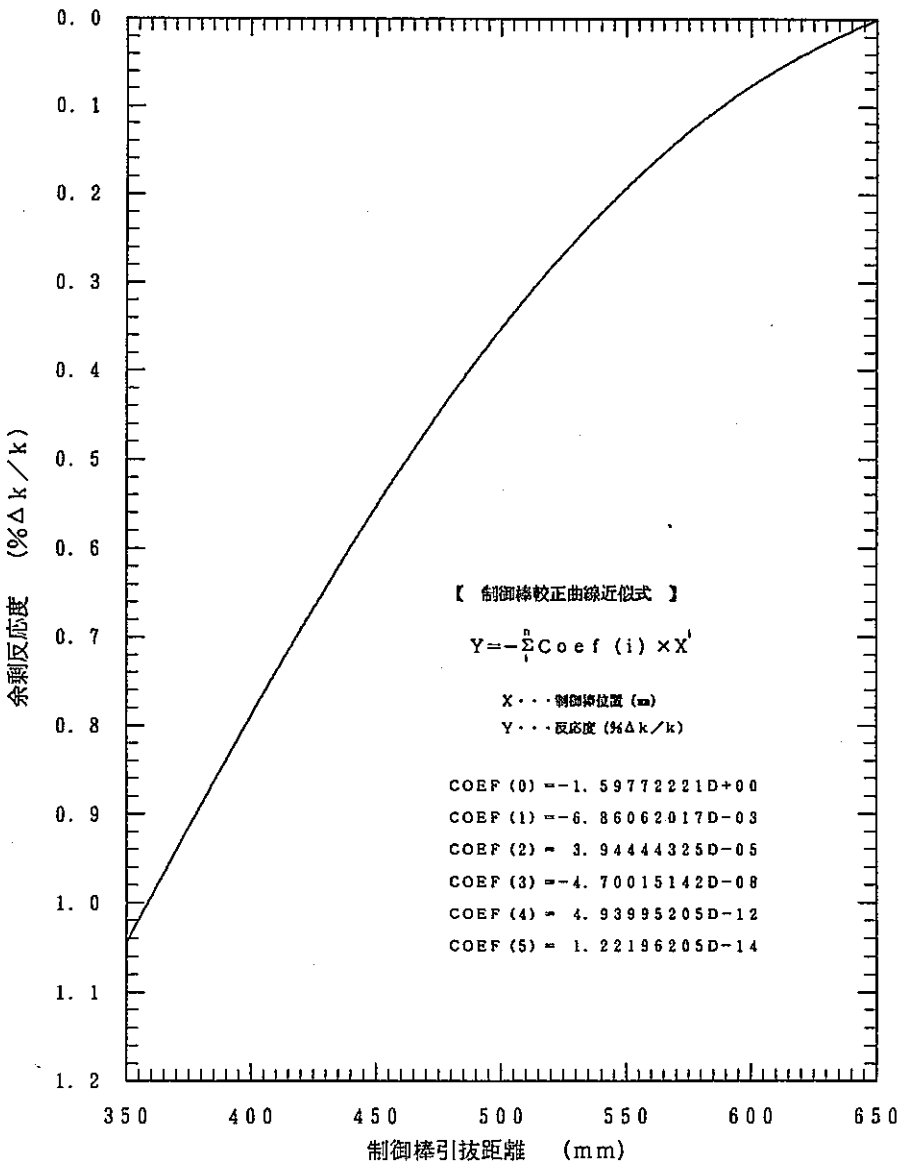


図3.20.2 制御棒2ストローク曲線

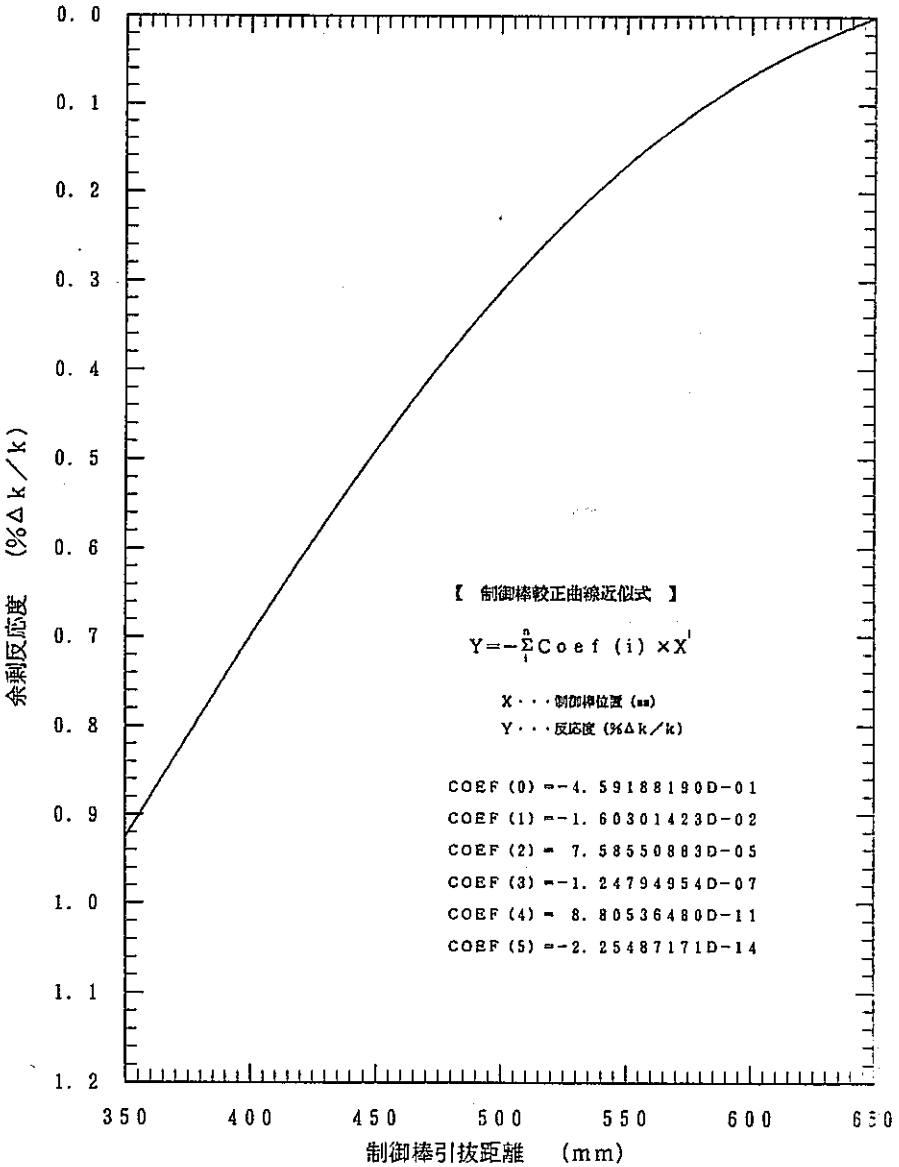


図3.20.3 制御棒3ストローク曲線

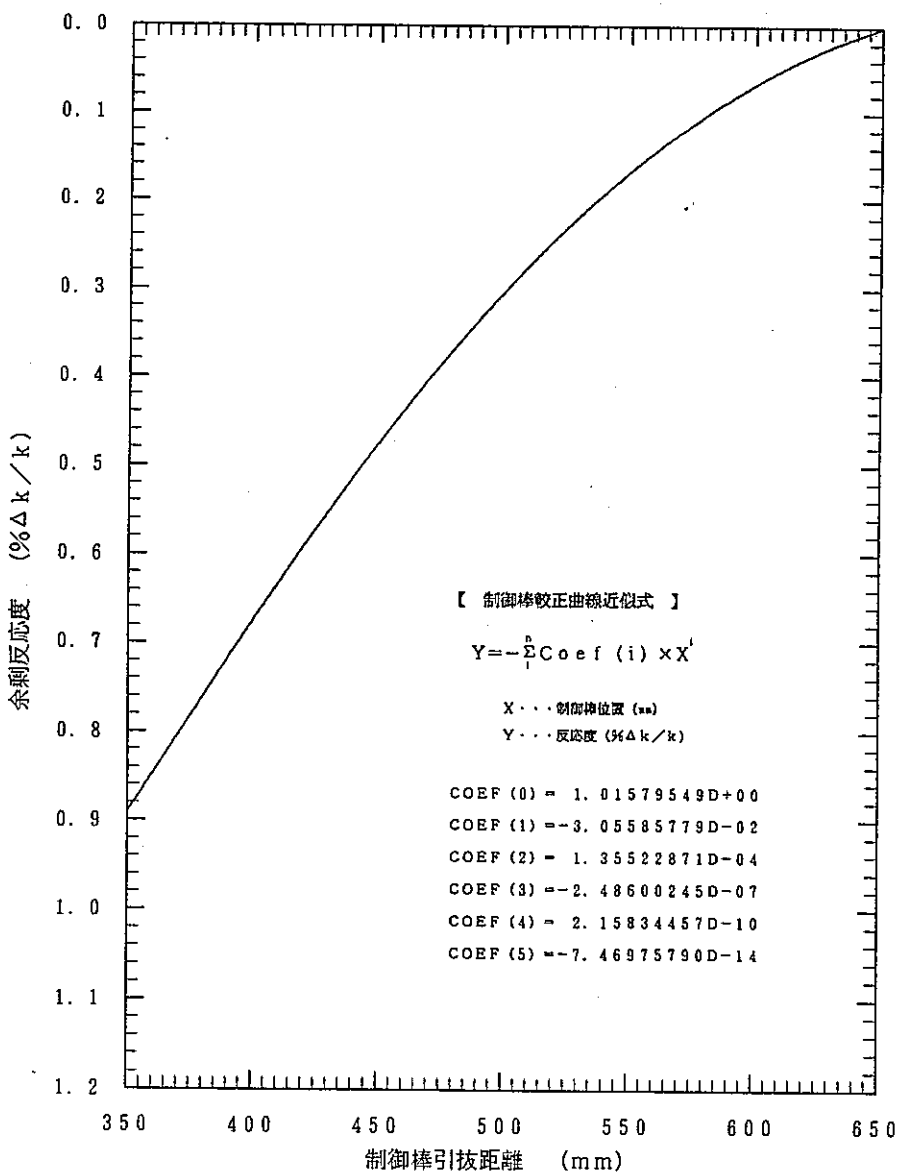


図3.20.4 制御棒4ストローク曲線

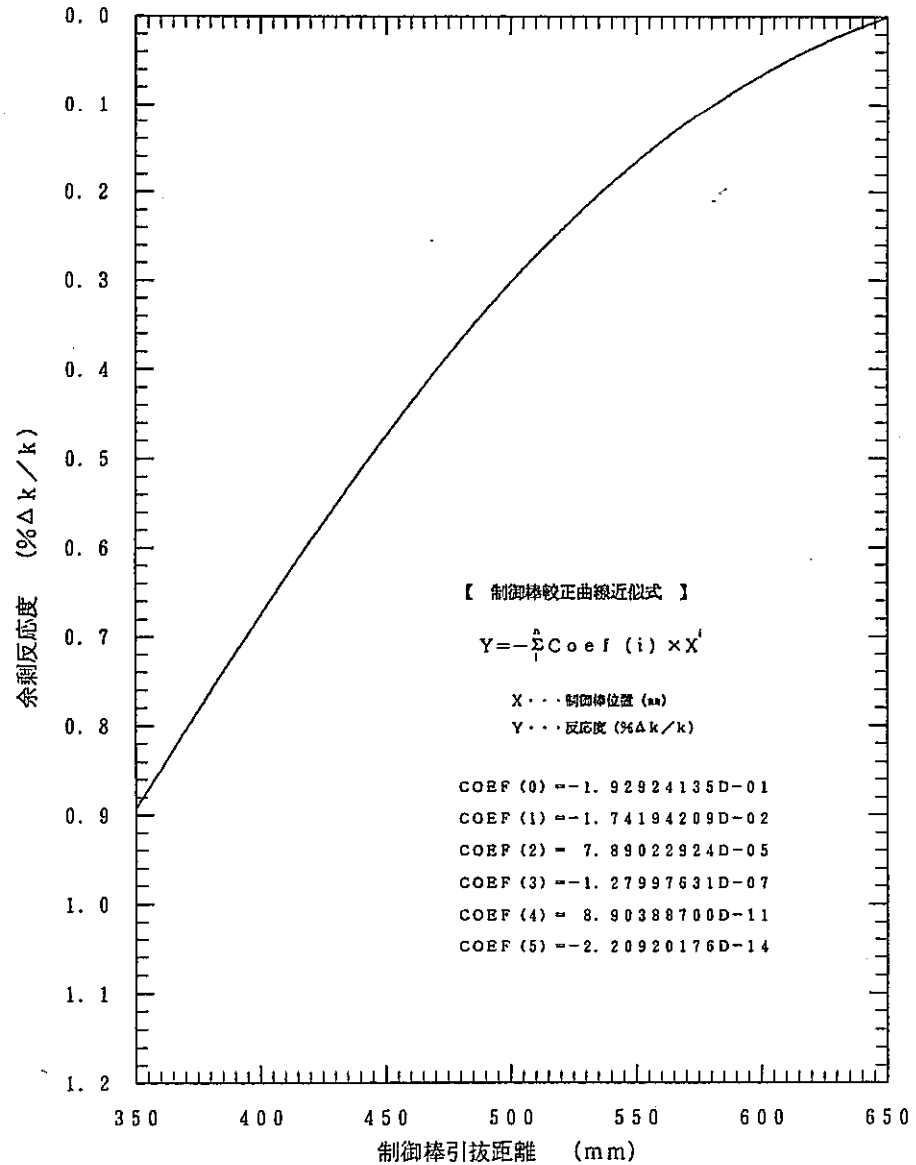


図3.20.5 制御棒5ストローク曲線

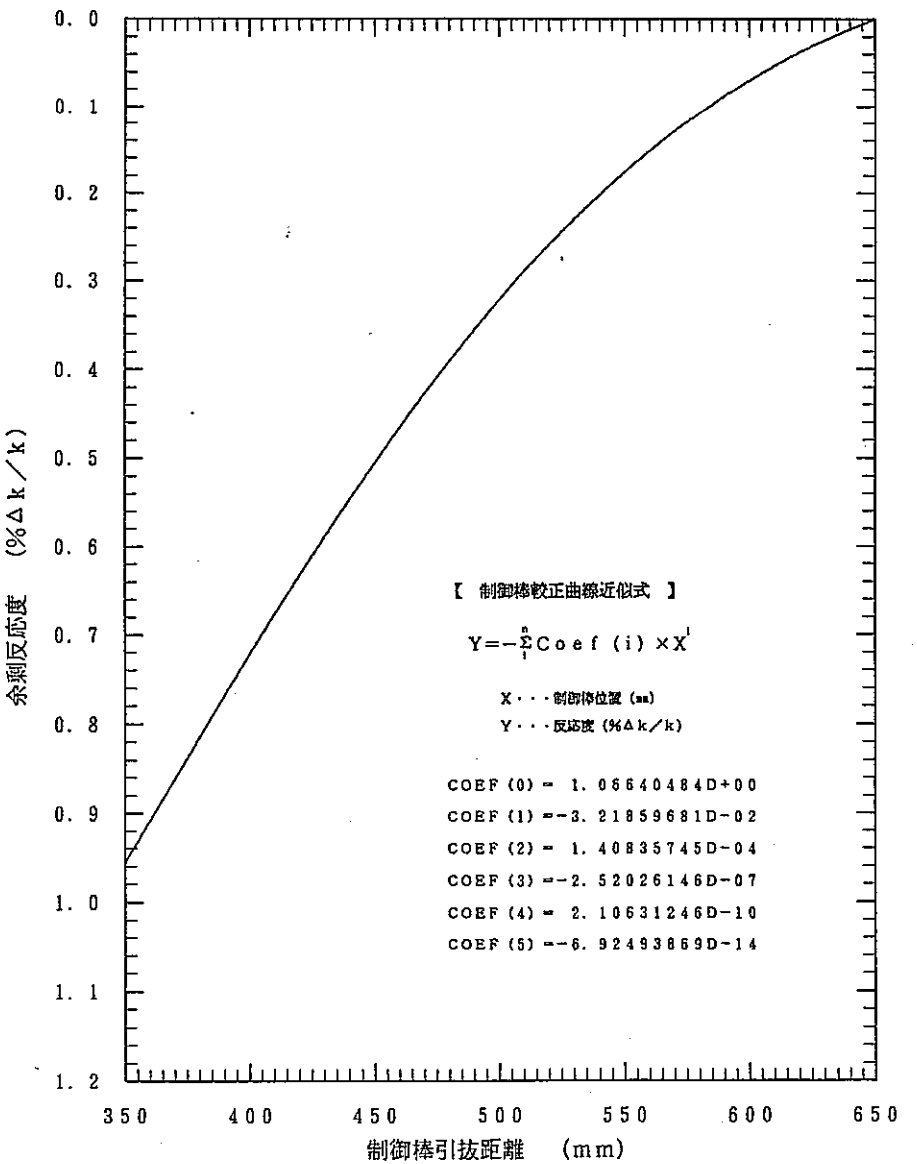


図3.20.6 制御棒6ストローク曲線

3.21 MK－Ⅱ炉心第14サイクルBOC出力係数測定結果（速報）

報告者：青山・長崎（炉心・運転計画Gr）

1. 概　要

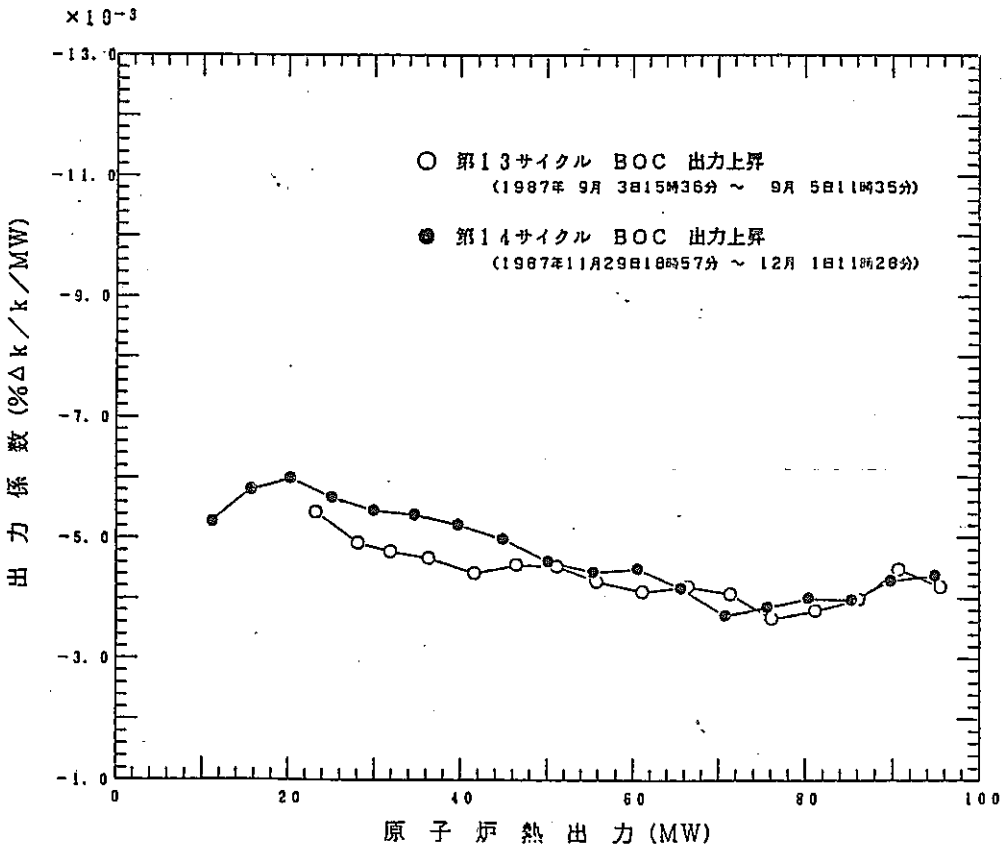
MK－Ⅱ炉心第14サイクルBOC（昭和62年11月29日～12月1日)において出力係数の測定を実施したので結果を報告する。

2. 結　果

臨界点確認（炉内Na温度約250℃，中性子計装chl約5×10^4 cps）及び100MW定格出力時における余剰反応度測定データよりNa温度370℃・0MW時の余剰反応度とNa温度370℃・100MW時の余剰反応度を求め0～100MW間での反応度変化量を求める。0～100MW平均の出力係数（第14サイクルBOC）を算出した。結果は

出力係数（0～100MW）$= -4.97 \times 10^{-3}$ %△k／k／MW

であった。第13サイクルBOCでの同係数は，-4.84×10^{-3} %△k／k／MWであり3%程度大きくなっている。また，10MW毎の出力係数を第13サイクルBOCでの値と比較して下図に示す。図より第14サイクルBOCでの0～100MW平均出力係数が第13サイクルBOCでの値より大きいのは，主に20～50MWの出力領域における出力係数の相違によるものと考えられる。



（技－62－313）

3.22 炉心燃料の交換方式の改良について

報告者：有井（炉心・運転計画Gr）

1. 概　要

「常陽」は第13サイクル以降運転日数の延長に伴う炉心平均燃焼度の増加と照射計画の展開に伴う照射リグの装荷数の増加（特に，第14サイクルからはCMIR，第15サイクルからはB型特燃のように反応度損失の大きい照射リグが装荷される）に伴い，運転に必要な余剰反応度をより高目に確保しておく必要がある。

一方，炉心燃料については，必要な余剰反応度を稼ぐため，現在製造中の第3次取替燃料の実際の製造仕様（ウラン濃縮度，核分裂性プルトニウム富化度，ペレット密度等）を設置許可及び設工認に記載の製造仕様の公差の範囲内で高目に設定している。しかし，第4次取替及び第5次取替燃料については，ウラン原料粉が手配済であり，その購買仕様も，設工認のノミナル値を製造目標としているため，第3次取替用の濃縮度よりも低い。また，ペレット密度等についても製造限界に近いため，炉心燃料の核分裂性物質の装荷量を増やすことによる余剰反応度の向上は期待できない。

他の方法で余剰反応度を稼ぐためには，他に照射計画の変更やBe反射体の導入のような大幅な炉心構成要素の改造・変更が考えられるが，前者は「常陽」の運転目的の一つであり，また，他への波及効果（「もんじゅ」や国際協力等）の大きいことを考えると，照射計画の変更は好ましくなく，後者については設置許可変更等が関係するため，早急に対応することは不可能である。そこで，これら以外の方法として，炉心燃料の交換方式の改良について検討を行った。

2. 検討結果

検討の結果，改良方式の核的・経済的有効性*が確認され，また，これを採用した時の炉心燃料の健全性についても問題のないことが確認された。（詳細については今後さらに検討を進める）

なお，現在の照射計画では第15サイクルから炉心第3列にB型特燃が装荷されるほか，当面，特燃の装荷数が増えていく傾向にあり，早目に改良方式に移行し，運転に必要な余剰反応度を確保しておくことが望ましい。

＊3.23頁参照

（技－62－317）

3.23 燃料交換方式の改良に関する核的有効性について

報告者：青山（炉心・運転計画Gr）

1. 概　要

運転日数の延長に伴う炉心平均燃線度の上昇による燃焼反応度損失の増加，またCMIR，B型特燃等の反応度損失の大きな照射リグの装荷等の理由により燃料交換時に十分な余剰反応度を確保するため，炉心燃料の交換方式の改良を計画している。

本報告では，改良した燃料交換方式の核的有効性を評価する。

2. 改良した燃料交換方式について

改良方式は，新燃料を内側炉心に装荷し，2～3バッチ燃焼させた後，外側炉心へ移動させて更に3～4バッチ燃焼させた後，炉外へ取り出すもので，改良方式の場合，現行方式に比べて，内側炉心から外側炉心への燃料の移動分だけ炉内燃料取扱回数が多くなる。

3. 改良した燃料交換方式の核的有効性について

(1) 反応度に関して

改良方式の場合，特にJ1燃料とJ2燃料が混在している炉心では，内側炉心領域が速やかにJ2燃料に切替わる為，大きく余剰反応度が稼げることがわかり，例えば，B型特燃，CMIR等反応度損失の大きな照射リグを装荷する場合や運転日数を大幅に延長する場合，一時的に反応度低下を補償するのには非常に有効である。

図3.23.1に第14～第20サイクル間の余剰反応度について現行方式と改良方式とを比較した結果を示す。

(2) 燃焼度に関して

現行方式を継続して採用する場合，不足する余剰反応度を稼ぐためには，設工認書に記載されている取替バッチ数より小さくして1サイクルあたりの交換本数を増やす必要があり，現行方式の場合の燃焼度は改良方式より小さくなる。

今回の計算で改良方式の核的な有効性が明らかとなった。しかし，今回の計算における燃交パターンは一例であり，今後，取替バッチ数を変えるなど最適な燃交パターンを検討する予定である。

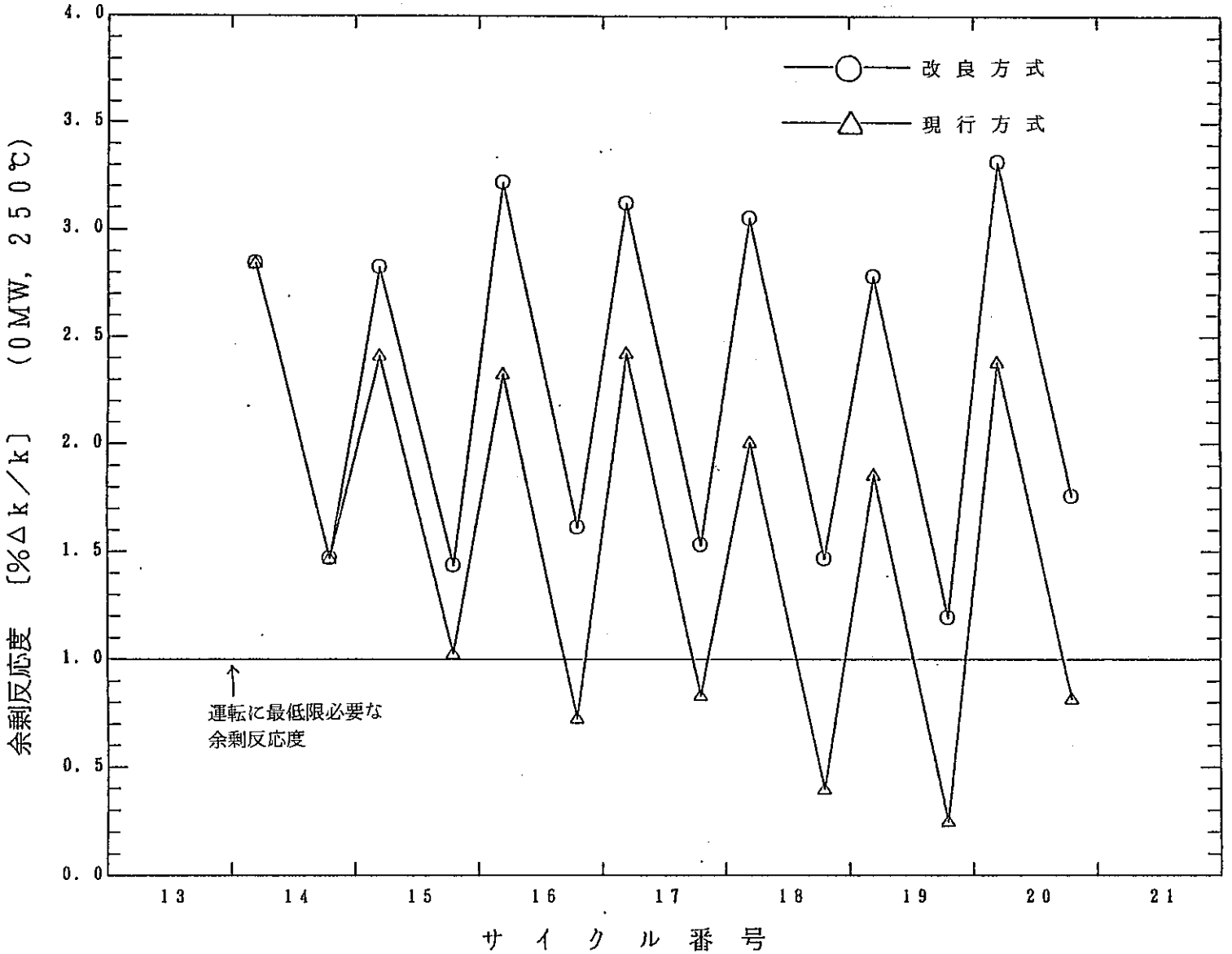


図3.23.1　第14～第20サイクル間余剰反応度の比較

4. 炉内熱流力特性の測定・解析

本章は，炉内の熱流動に関わる諸特性の検討及び解析で得られた成果をまとめたものである。

4.1 MK－Ⅱ炉心第14サイクルにおける集合体出口冷却材温度の予測

報告者：小倉（異常監視技術Gr）

1. 目　的

MK－Ⅱ炉心第14サイクルにおける燃料集合体出口冷却材温度を予測し，集合体出口冷却材温度計装の警報値の算出に資する。

2. 方　法

運転監視コード"MAGI"による予測計算結果と，過去の実測値から得られた補正値を加味して第14サイクルでの予測値をもとめる。

$$P(i) \equiv \{ i+1-(N-5) \}^2$$

$$R(i) = \frac{(T(i)-Tin)}{(Tc(i)-Tin)\times Qc(i)}$$

$$T_F(N) = \frac{\sum_{i=N-5} P(i)\times R(i)}{\sum_{i=N-5}^{N-1} P(i)} \times Qc(N)\times(Tc(N)-Tin)+Tjn$$

但し，

P	：重　み	T	："MAGI"で計算した温度
R	：温度比	Tin	：炉入口温度
$T_F(N)$	：第14サイクル予測温度	Qc	：集合体流量（"MAGI"予測値）
T_M	：実測温度	N	：注目サイクルNo.

3. 結　果

表4.1.1に集合体出口冷却材温度の予測値を示す。

4. 評　価

実測データとこの予測値とは多少の差はあるものの，修正を要するほどの差は見られず，良い予測値であった。

（技－62－264）

表4.1.1 集合体出口冷却材温度予測結果一覧表

									MK－Ⅱ第14サイクル集合体出口温度				
TA−4. 1	Address	000	1A1	1B1	1C1	1D1	1E1	1F1					
	温度(℃)	574	523	545	540	549	534	539					
			△										
TA−4. 2	Address	2A1	3A1	3A2	4A1	4A2	4A3	5A3	5A1	5A2	6A2	6A3	6A4
	温度(℃)	535	532	540	515	515	526	524	490	526	493	491	490
				△									
TA−4. 3	Address	2A2	2B1	3B1	4A4	4B1	5A4	5A5	5B1	5B2	6A5	6A6	6B2
	温度(℃)	522	558	549	533	508	520	491	480	470	484	481	482
										△			
TA−4. 4	Address	2B2	3B2	4B2	4B3	4B4	5B3	5B4	5B5	6B3	6B4	6B5	6B6
	温度(℃)	539	544	546	525	524	540	531	495	492	499	492	494
							△						
TA−4. 5	Address	2C1	3C1	3C2	4C1	4C2	4C3	5C3	5C1	5C2	6C2	6C3	6C4
	温度(℃)	524	538	535	530	531	521	533	492	507	500	499	497
				△									
TA−4. 6	Address	2C2	2D1	3D1	4C4	4D1	5C4	5C5	5D1	5D2	6C5	6C6	6D2
	温度(℃)	535	539	519	510	495	511	487	474	485	490	475	475
TA−4. 7	Address	2D2	3D2	4D2	4D3	4D4	5D3	5D4	5D5	6D3	6D4	6D5	6D6
	温度(℃)	532	530	513	514	507	506	519	486	475	477	481	475
													△
TA−4. 8	Address	2E1	3E1	3E2	4E1	4E2	4E3	5E3	5E1	5E2	6E2	6E3	6E4
	温度(℃)	522	527	512	518	520	517	505	485	488	480	473	467
TA−4. 9	Address	2E2	2F1	3F1	4E4	4F1	5F4	5E5	5F1	5F2	6E5	6E6	6F2
	温度(℃)	560	532	516	512	521	509	482	476	375	475	473	480
TA−4. 10	Address	2F2	3F2	4F2	4F3	4F4	5F3	5F4	5F5	6F3	6F4	6F5	6F6
	温度(℃)	533	532	538	519	523	515	525	501	493	475	470	471
								△			△	△	

(注) 表中の△マークは，計算機より出力された集合体出口冷却材温度予測結果に修正を加えたことを示している。

4.2 INTA-S装荷に伴うサーマル・ストライピングの検討（熱流動解析その1）

報告者：田代（炉心・運転計画Gr）

1. 概　要

INTA－Sの出口温度は375℃と隣接する集合体出口温度より111℃も低く流量比も35.7と大きくなっている為，集合体出口近傍の噴出流の動圧差の差異からサーマル・ストライピングの発生が懸念される。INTA－Sの冷却材出口は，既存の集合体とは異なりハンドリングヘッドの側面にある為，INTA－Sに配分された冷却材は隣接集合体間のギャップから上部プレナムに流出する。INTA－Sの構造が既存の集合体と異なる為，単相多次元熱流動解析コード「AQUA」を使用してINTA－Sの周辺の集合体出口近傍の熱流動解析を行い，サーマルストライピングの検討を行う。

2. 計算体系

単相多次元熱流動解析コード「AQUA」を使用してINTA－S周辺の流動解析を行う。座標系は円柱座標系を使用する。解析体系に組み込む集合体はINTA－Sに隣接する集合体6体の計7体である。径方向の境界は，INTA－Sに隣接する集合体とその外側に位置する集合体との中間迄とする。軸方向の解析体系は，燃料集合体頂部より10mm下方から案内管クランプ孔上端より100 mm上方迄とする。外側延長管と案内管の間にある流路は,案内管のクランプ孔上端より上方380, 530, 680, 830, 1080mmに15×19mm のスリットが各々4箇所（計20箇所）と1720 mm上方にクランプ孔（50×80 mm）が3箇所空いている為，案内管外側と同様に開放端とする。INTA－Sに隣接する集合体の冷却材出口は円形とする事が出来ない為，面積が等しい部分円環とする。INTA－S及び隣接する集合体は各々の流量に合わせた冷却材速度を境界条件として与える。図4.2.1は軸断面における計算メッシュ図を示している。

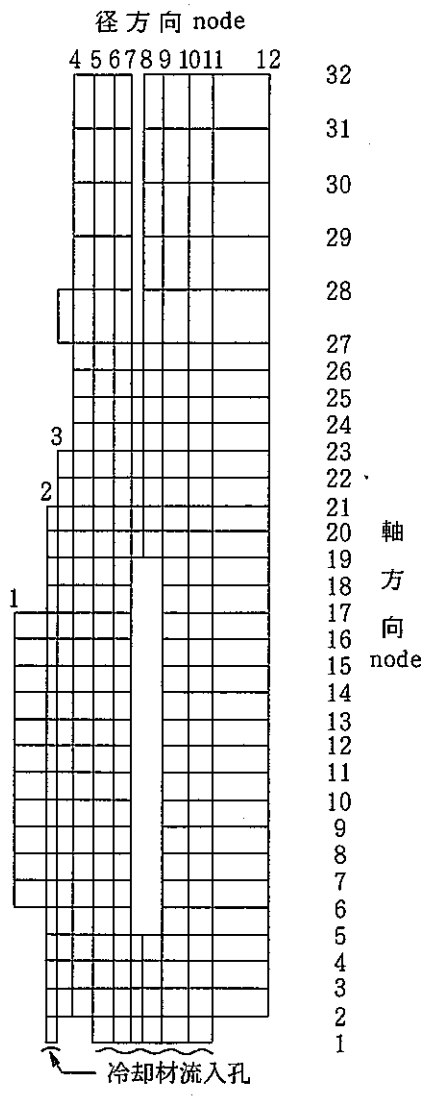


図4.2.1　計算体系図

4.3 渦電流式温度・流速計温度信号による中心集合体出口温度の履歴

報告者：深見（異常監視技術Gr）

1. 概　要

MK−Ⅱ炉心の集合体アドレス（000）に装荷されている渦電流式温度・流速計の温度信号（＃1〜＃4の4本）及びCA熱電対Tc1, Tc2, Tc4の3本）の定格出力BOC時の14サイクルまでの履歴を示す。

2. 内　容

前回の報告書*にて12サイクルまでの履歴を紹介したが，今回はその後の13，14サイクルを含めた履歴を紹介する。

3. 結　果

図4.3.1にCA熱電対の1〜14サイクルまでの履歴を示す。これを見ると，12サイクルまでと同様に13，14サイクルもTc1がTc2, Tc4より高めに出力している。 図4.3.2に渦電流式温度信号を示すが，これも同様に＃1が他のセンサーより高めを示している。また，全体を通して14サイクルが高めを示しているが，これは本サイクルからJ2燃料に交換されたためと思われる。

（技−62−299）

＊PNC SN9410 87−139（技−62−171）

表 4.3.1　渦電流式流速計温度信号・ＣＡ熱電対データ

アドレス ポイント	サイクル													
	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14
Tc 1	556.0	547.8	554.9	570.7	553.3	556.3	551.2	546.7	561.6	553.7	558.0	551.6	546.0	570.4
Tc 2	532.9	530.3	530.3	541.0	531.2	534.2	526.1	524.4	536.4	528.5	535.0	529.6	524.5	538.0
Tc 4	534.4	534.5	528.7	532.5	523.2	531.9	522.0	525.7	533.4	526.4	529.2	526.5	539.9	530.6
＃1	552.0	549.1	560.8	582.5	565.2	574.9	574.1	566.6	589.4	585.0	594.4	591.3	587.3	621.3
＃2	497.9	497.8	501.9	515.8									525.2	544.7
＃3	511.6	521.4	519.4	530.0	518.3	530.4	530.0	524.9	545.1	540.0	548.5	542.3		
＃4	518.0	520.9	527.8	538.4										

Tc 1～Tc 4 ： ＣＡ熱電対

＃1 ～ ＃4 ： 温度信号

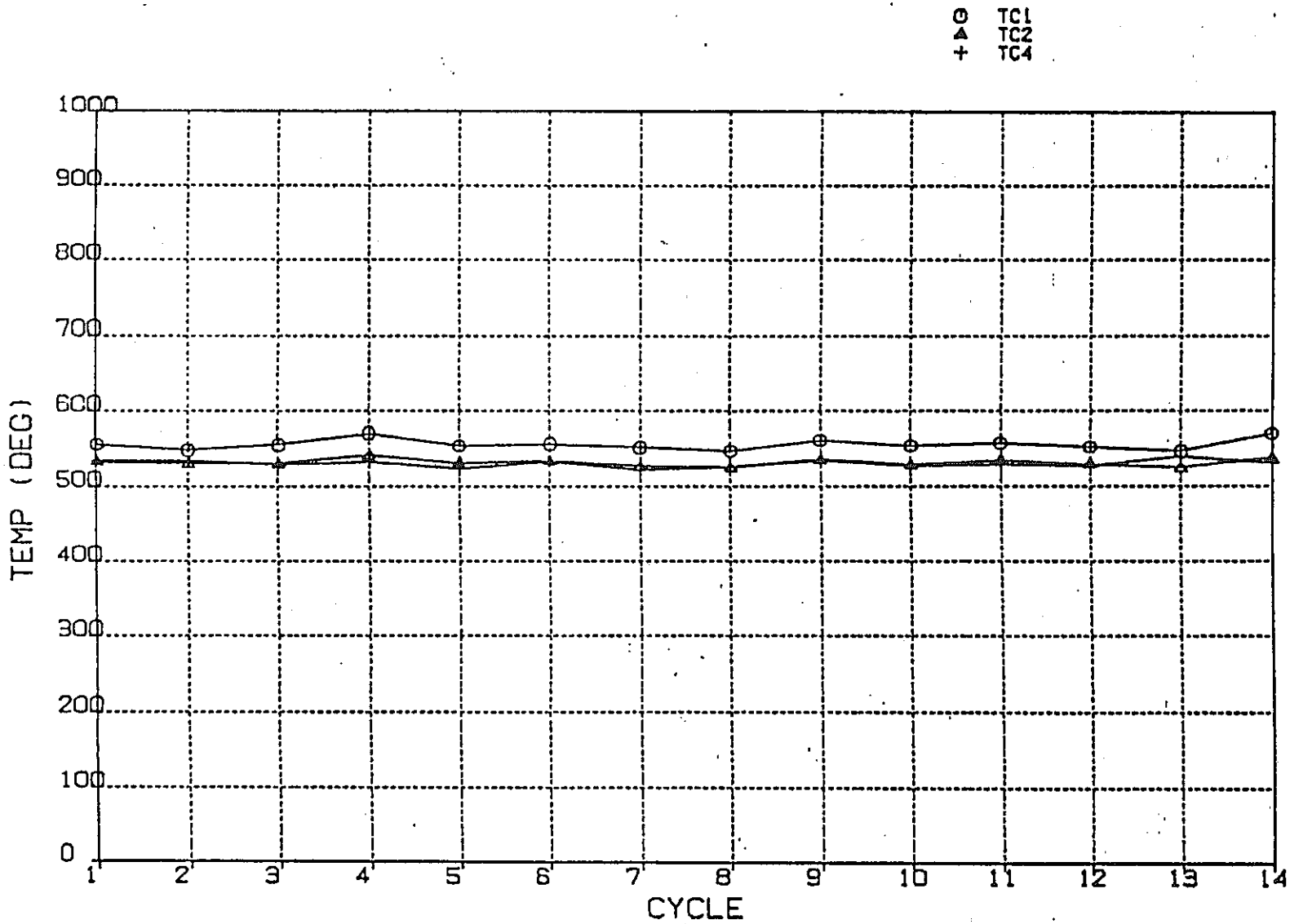


図4.3.1 ＣＡ熱電対の履歴

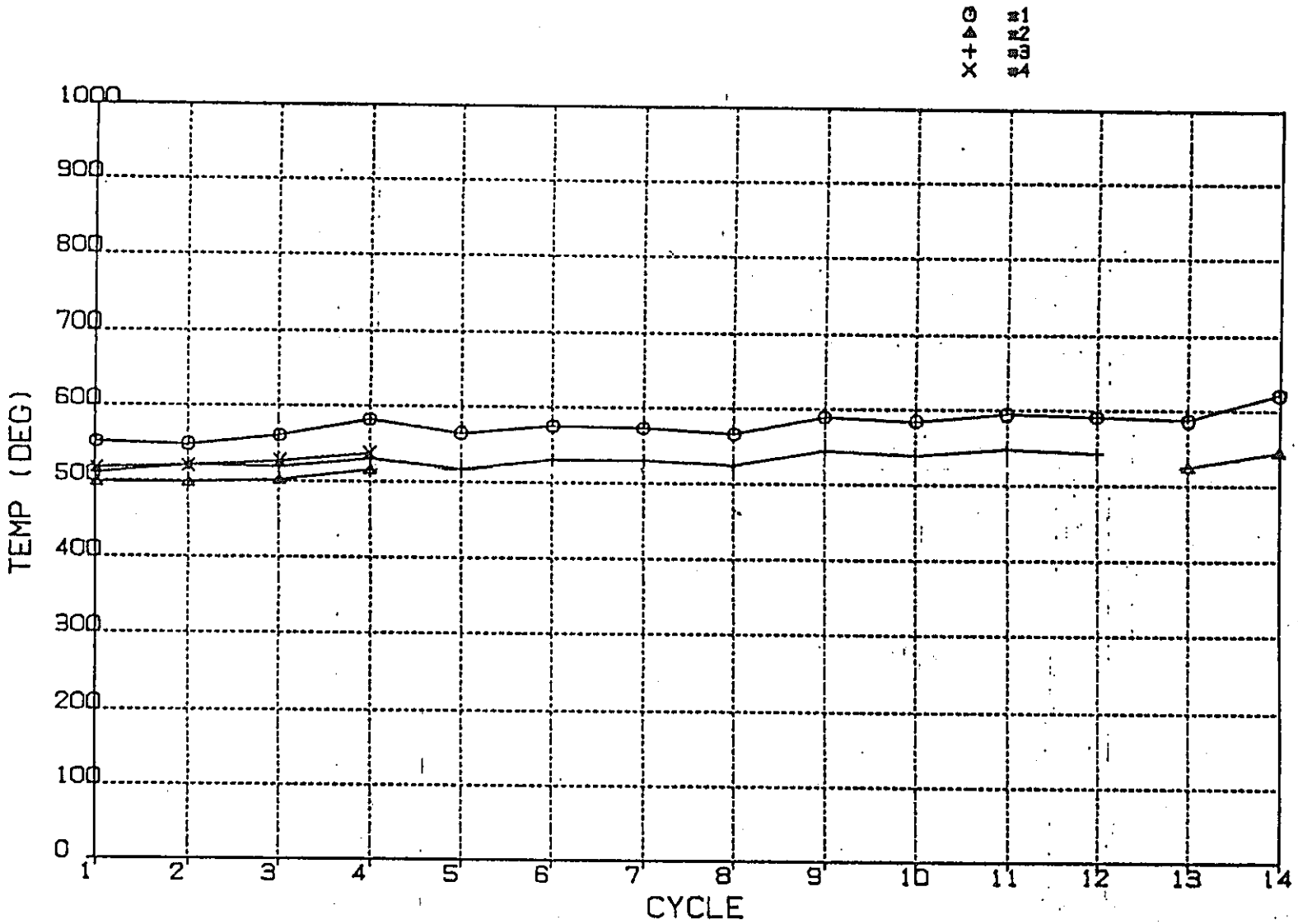


図4.3.2 渦電流式温度信号の履歴

5. 設工認のための解析・検討

本章は，設工認のために必要な各種解析検討の結果をまとめたものである。

5.1 第4次取替燃料設工認の核熱設計書

報告者：池田（原子炉利用Gr）

1. 目　的

第4次取替燃料の核熱設計書及び算出根拠をまとめる。

2. 要　旨

本炉心の核熱特性は以下のとおり，核設計基準，熱的制限値及び熱設計基準値を満足する。算出根拠は技メモ参照。

項　　目	設　計　基　準	設　計　結　果
100℃体系における最大過剰反応度	0.055 △k／k 以下	0.051 △k／k
制御棒6本挿入時の制御棒反応度価値	0.090 △k／k 以上	0.090 △k／k
制御棒による最大反応度付加率	0.00015 △k／k／s以下	0.00014△k／k／s
100℃ワン・ロッド・スタック時の反応度停止余裕	臨　界　未　満	未臨界度 0.023 △k／k
トップラー定数	負であること	$-(0.37\sim2.1)\times10^{-3}\,T\cdot\frac{dk}{dt}$
ナトリウムボイド反応度	負であること	$-(1.1\sim2.1)\times10^{-2}$ △k／k
温　度　係　数	負であること	-4.0×10^{-5} △k／k／℃
定格時燃料最高温度	約 2500 ℃	2410 ℃
定格時被覆管最高温度	約　650 ℃	649 ℃
過出力時燃料最高温度	約 2650 ℃	2550 ℃
異常な過渡変化時被覆管最高温度	約 810 ℃以下	800 ℃
異常な過渡変化時冷却材最高温度	約 910 ℃以下	780 ℃

3. 評　価

本資料より，第4次取替燃料の設工認に必要な核熱設計書がまとめられた。

（技－62－268）

6. 炉心内の機械的特性の解析・検討

本章は，炉心構成要素の挙動解析に関する成果をまとめたものである。

6.1 IAEA／IWGFR炉心湾曲解析ベンチマークstage 2対応コード検証用炉外試験データのIAEA提出資料について

報告者：奥田（原子炉利用Gr）

1. 概　要

IAEA／IWGFR炉心湾曲解析ベンチマークstage 2は，stage 1のコード間比較（Code to Code）に引続き，実験データによるコード検証（data to Code）が予定されている。本データは，日本で過去に実施された実験結果が使用されることになっている。本メモでは，関連メモ（技－62－174）に基づき，IAEAへ提出する試験データの範囲について，社内の検討を終た結果を報告する。

2. 検討結果

ベンチマーク問題案として提出する試験データは以下の4ケース（6問）に決定した。（技－62－174のEx－4～Ex－6は削除し，Ex－7A，BをEx－4A，Bと変更した。）

（変更理由）

- 120°炉心体系の外部クランピング試験は，対象領域での境界条件の設定がコード入力上困難である。
- 外部クランピング試験は，昭和55年，及び56年の2回に分けて実施されているが，初回の実験結果は，測定精度に疑問がある。

3. 評　価

IAEA／IWGFR炉心湾曲解析ベンチマークstage 2に向けて，コード検証用実験データセットが決定した。

これらの試験データセットは，1987年12月開催の研究調整会議に於いて，stage 2のベンチマーク問題として採用するか否かの検証がなされることになっている。

（技－62－189）

＊関連報告書　PNC SN9450 87－008

6.2 炉心湾曲炉内・炉外試験基本計画の立案

報告者：奥田（原子炉利用Gr）

1. 概　要

炉心湾曲解析コード”HIBEACON”の検証，及びコードの精度向上を計る上で必要となる物理パラメータの把握を目的とする「炉心湾曲炉外，炉内試験」の基本計画案を立案した。

2. 内　容

① 炉心湾曲解析の必要性と炉心湾曲試験

② 炉心湾曲炉外，炉内試験の基本方針

③ 炉心湾曲解析コードの整備方針

④ ”HIBEACON”コードの解析精度向上化と検証試験

⑤ 炉心湾曲試験案

3. 評　価

炉心湾曲解析コード ”HIBEACON”の検証の為の「炉心湾曲炉外，炉内試験の基本計画案がまとめられた。今後，関連各位の意見を反映し，実施計画をまとめる。

6.3 炉心湾曲解析関連業務の全体計画案について

報告者：奥田（原子炉利用Gr）

1. 概　要

炉心湾曲解析に関連する業務の現状整理と，今後の作業遂行上の指針とするため，関連業務についての全体計画を立案した。

2. 検討結果

下記6項目について，その目的，概要，実施内容を整理，検討した。

1）炉心湾曲解析コードの整備（コードの改良）

2）　〃　　〃　（コードの開発）

3）コード検証試験（炉外試験）

4）　〃　（炉内試験）

5）「常陽」炉心湾曲解析

6）IAEA関連炉心湾曲解析

図6.3.1に炉心湾曲解析関連業務の工程（案）を示す。

3. 評　価

炉心湾曲解析関連業務の遂行の為の全体計画案がまとめられた。

今後関係各位の意見を反映し，計画をまとめる。

検討項目	作業内容
1. 炉心湾曲解析コードの整備（コードの改良）	i) HIBEACONコードの解析モデルの追加 ii) 〃 出力ファイルの整理 出力機能の追加 iii) 現HIBEACONと改良コードとのリンク作業 iv) HITEIRASコードの改良
2. 炉心湾曲解析コードの整備（コードの開発）	i) 解析手法の概念設計 ii) 詳細設計 iii) コードの開発 iv) 既装コードとのシステム化 v) 引抜，挿入性評価コードの検証 vi) コードの改良
3. コード検証試験（炉外試験）（炉外試験）	i) 炉外試験の基本計画の策定 ii) 〃 実施計画の策定 iii) 炉外試験装置の設計・製作 iv) コード検証試験 v) 評価・検討
4. コード検証試験（炉内試験）	i) 炉内試験の基本計画の策定 ii) 〃 実施計画の策定 iii) 炉内試験装置の設計・製作 iv) 設置許可変更 v) コード検証試験 vi) 評価・検討
5. 「常陽」炉心湾曲解析	i) HIBEACON−TETRASコードによる解析 ii) ARKASコードによる反射体交換計画の策定 iii) HIBEACON 〃 iv) PIEと解析結果との比較・検討 v) HIBEACON−AURORAによる湾曲反応度評価
6. IAEA関連炉心湾曲解析	i) IAEA／IWGFR炉心湾曲解析コードの国際比較 ii) 炉外試験データの予備解析 iii) 国際比較Stage 2 ベーチマーク問題の解析

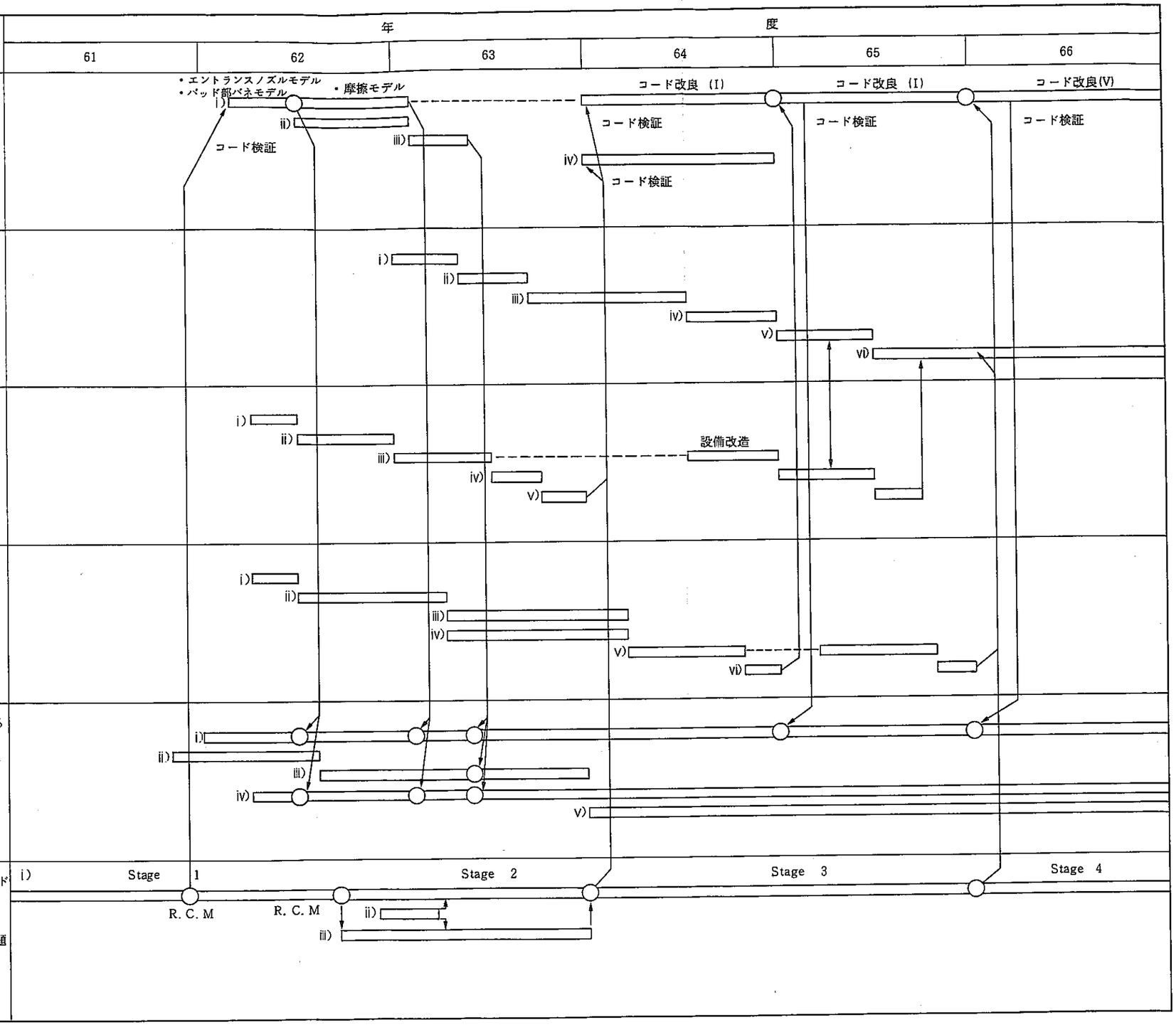


図6.3.1 炉心湾曲解析業務工程（案）

7. 高速実験炉のプラント諸特性の解析・検討

本章は，高速実験炉のプラントに関する諸特性を把握するために実施した実験とその詳細解析により得られた成果をまとめたものである。

7.1 M系列・安定性試験結果（MK−Ⅱ炉心第13サイクル）

報告者：小 倉，杉 江，深 見（異常監視技術Ｇｒ．）

1. 試験目的

◦M系列試験により，定格出力における冷却材温度制御系の安全範囲を明確にする。

◦M系列試験結果より，安定性試験での制御定数を決定する。

◦安定性試験により，主冷却器出口Ｎａ温度の外乱に対して，プラントが十分安定に運転できることを確認する。

2. 試験結果

（試験実施日 M系列試験 1987. 9. 24 安定性試験 1987. 9. 26）

◦各主冷却器（１Ａ，２Ａ，１Ｂ，２Ｂ）について，ゲイン余裕，位相余裕を求めた。

◦試験実施時の比例ゲインとゲイン余裕は下表の通りであり，第12サイクルに比べ全体的にゲイン余裕は減少しているが，十分安定領域にあることを確認した。

主冷却器	1 A	2 A	1 B	2 B
比例ゲイン（Ｋｐ）	2.84（ 2.92）	2.65（ 2.80）	2.18（ 2.31）	2.11（2.20）
ゲイン余裕（ｄＢ）	12.6 （13.9 ）	12.2 （13.3 ）	8.7 （10.2 ）	7.4 （9.4 ）

（注）（ ）内の数値は第12サイクルの値

◦定格第１～第13サイクルのゲイン余裕経時変化を図7.1.1に示す。

◦安定性試験実施時の制御定数をM系列試験結果より設定した。

◦安定性試験結果を図7.1.2に示す。（全４ケース）

いずれのケースにおいても，設定値変更後，数分以内でプラントの各部の信号は，安定状態となり，不安定現象は発生しなかった。

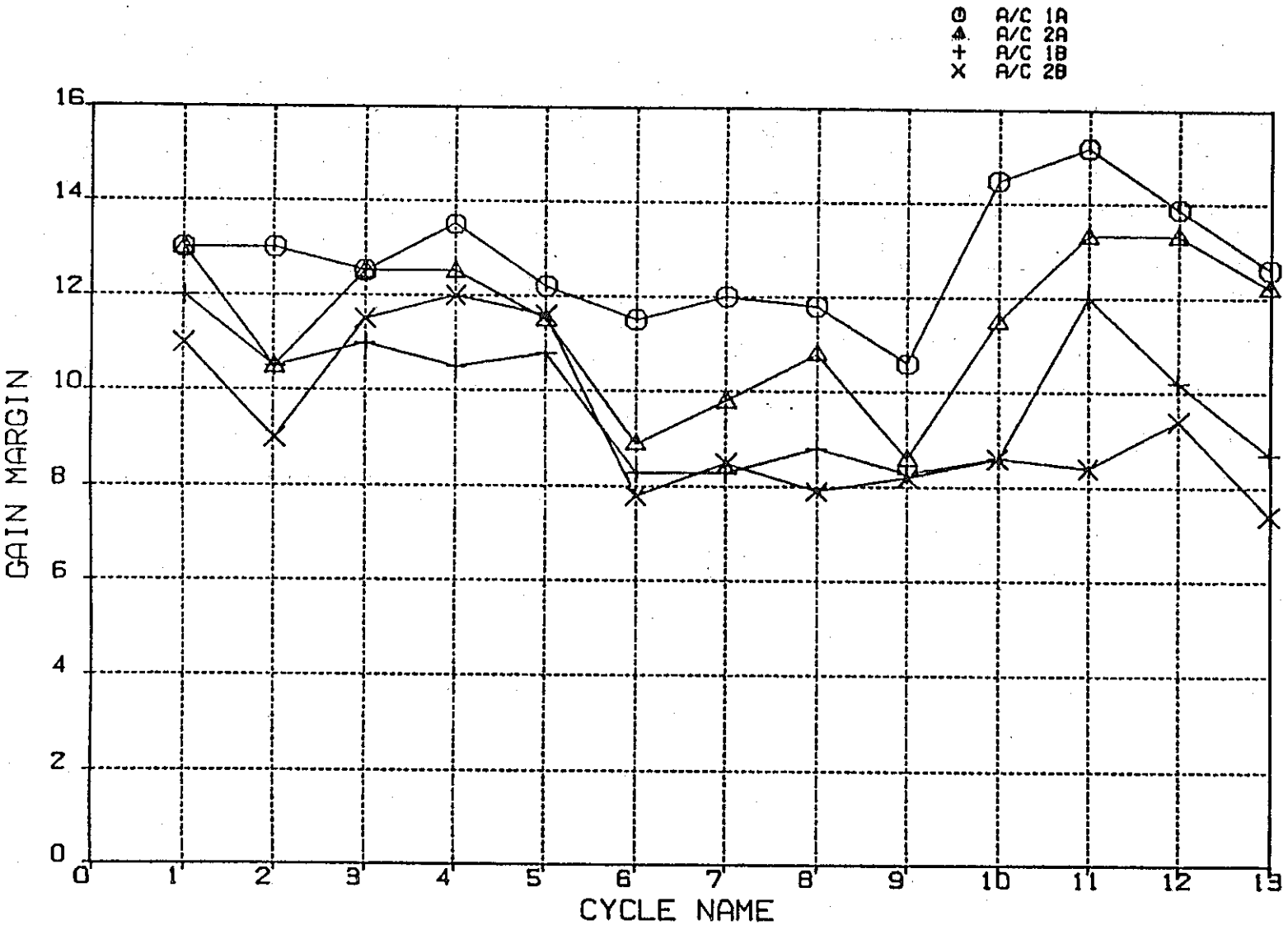


図 7.1.1　各主冷却器ゲイン余裕の経時変化

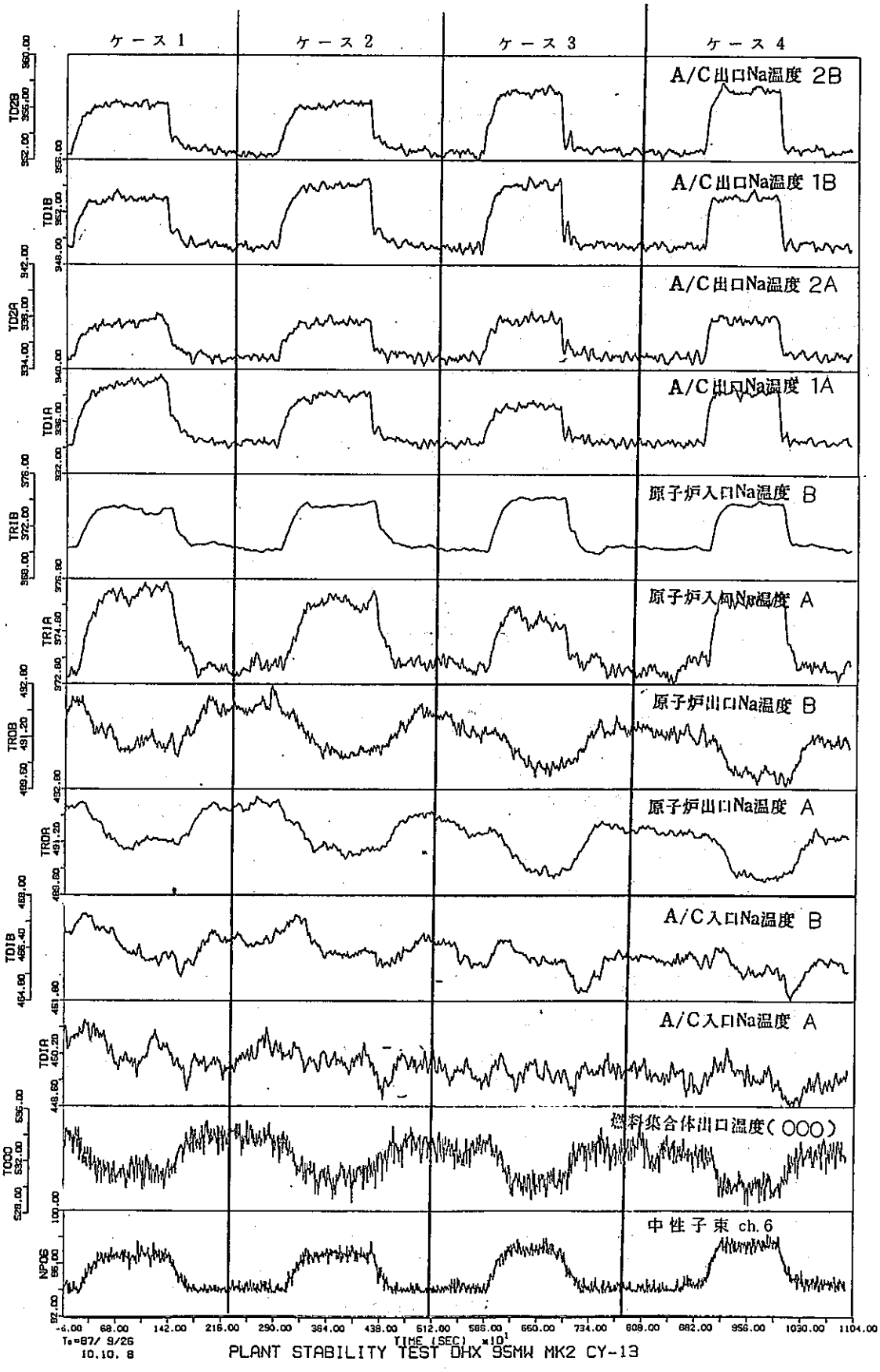


図 7.1.2　安定性試験結果（MK－Ⅱ炉心第 13 サイクル）

7.2 2次Na純化系汲上げ配管主冷却系合流部の健全性評価結果について

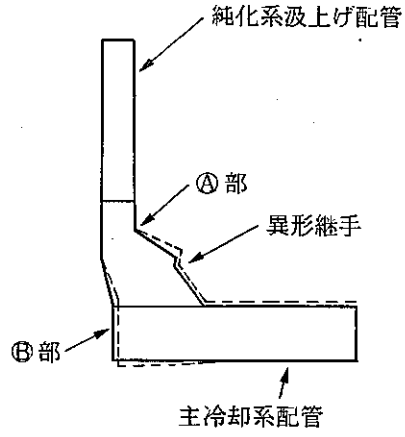
報告者：礒 崎（プラントGr.）

1. 概 要

業連1課−62−06「オーバフロー系及び2次Na純化系汲上げ部の熱応力評価（依頼）」に基づき2次Na純化系汲上げ部の健全性評価を行ったので報告する。

2. 解析結果

解析の結果最大応力強さは，異形継手の汲上げ配管径と同径になった外面部分Ⓐ部に発生しており，その値は，△T＝60℃の場合7.7 kg／mm²，△T＝100℃の場合，12.9 kg／mm²であった。



3. 構造健全性評価結果

(1) 1次応力の制限

圧力荷重のみを考慮したが，設計条件及び運転状態とも応力は0.01 kg／mm²でありいずれも制限値を十分満足していた。

(2) ひずみの制限

（1次＋2次）応力強さ範囲の制限（シェイクダウンの制限）及び熱応力ラチェットの制限とも制限値を十分満足していた。

(3) 疲労損傷の制限

（1次＋2次）応力強さSnがSn≦3 Smをすべて満足しているため，告示501号の規定により疲れ解析実施の有無判定を行った結果，疲れ解析を要しない判定を得た。

以上より，△T＝60℃及び△T＝100℃いずれの場合も，設計寿命中十分構造健全性を維持できることが確認できた。

7.3 自然循環試験再現解析（実測流量によるDHX自然通風量のパラメータ解析）

報告者：河 津，近 藤（プラントGr.）

1. 概　要

本メモは，自然循環試験の再現解析について実施した実測流量によるDHX自然通風量のパラメータ解析の結果について報告するものである。

本解析以前に崩壊熱の見直し，1次系及び2次系実測流量較正，IHXモジュールの改造等を行なっており，その結果，今まで設定していた自然通風量では，各系統Na温度挙動が実測に合わなくなったため，これを修正するためにパラメータサーベイを行ない，実測を最も模擬する自然通風量を求めた。

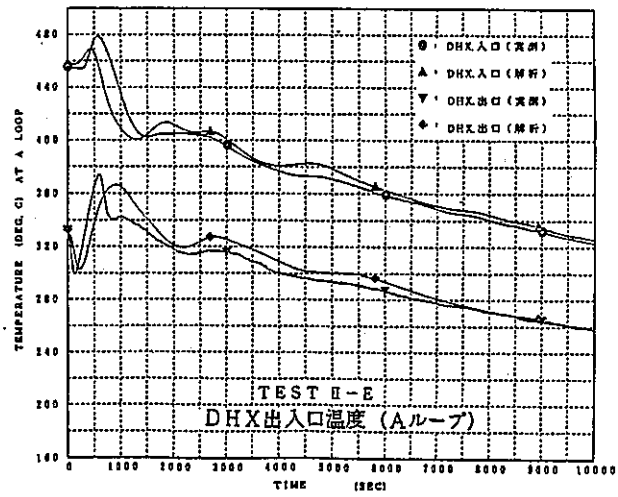
2. 解析条件

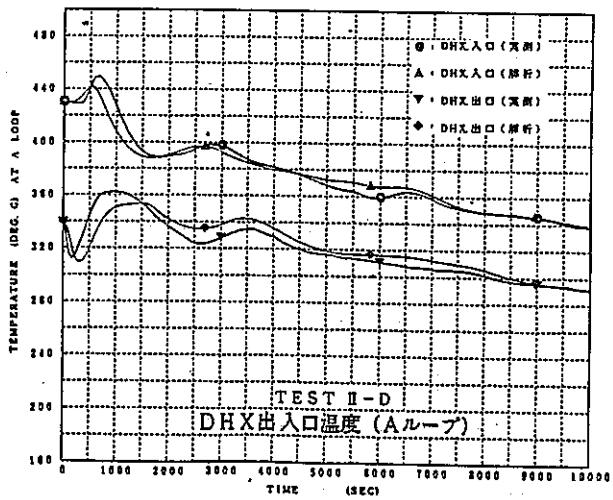
今までに改修したモデル（径方向熱移行，下部プレナムモデル，ポンプトルク，IHX)のすべてを反映しており，1次，2次系とも実測流量を境界条件とする。

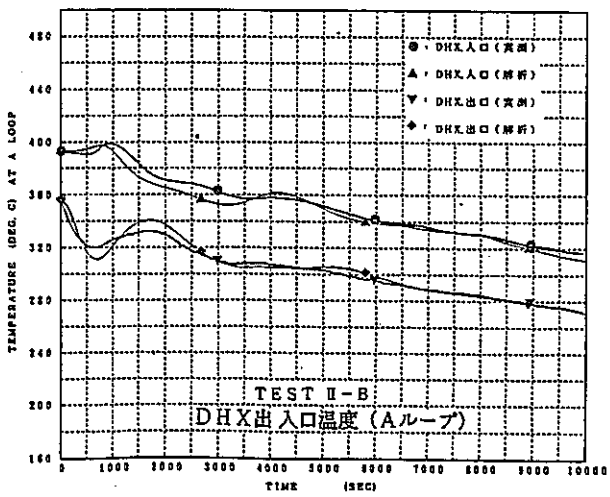
解析コードは“MIMIR−N_2コード”を使用。

3. 解析結果及び評価

パラメータサーベイの結果，全体的に最もバランスし，実測値を模擬した値での解析結果をDHX出入口温度を代表例として右図に示す。傾向として，これまでの設定値では全体的に温度降下率がきびしかったため，通風量は近い値となった。今後はこの自然通風量を用いて，逆止弁圧損のパラメータ解析を行なう。







（技－62－197）

7.4 プラント状態予測機能の対象信号の選定と予測方式について（常陽運転支援システムの開発）

報告者：島　田（異常監視技術Gr.）

1. はじめに

プラント状態予測機能については，前報告書*において今後の開発の方向性について述べたが，ここでは第1期として開発する対象信号を選定すると共に，予測方式について考察し，方向を定める。

2. 状態予測信号の選定について

(1) 前報告書において，異常時運転マニュアル等から選定した信号例を列挙したが，第Ⅰ期の開発としては主に下記の2信号に対象を絞り開発を進めるものとする。

① 炉容器Naレベル

② 崩壊熱

(2) 上記2信号を選定する理由は以下の通りである。

①については，一次主ポンプトリップにより原子炉がスクラムした場合，崩壊熱除去手段の確保が重要となり，特にオーバフロー系運転不能時は補助系の自動起動時期及びポニーモータの運転限界時期を把握することを考えると，運転員の負担軽減となり得る。

②については，スクラム後の熱発生の監視という点で選定する。

3. 表示のタイミングについて

JOYDASにデジタル入力信号として入っている「スクラム動作」及び「一次主循環ポンプ停止」を使い，これをトリガとして計算を開始し，値をストックし，オペレータの要求により，表示させることとする。この時CRT上のグラフの左1／4程度はスクラム前のデータを表示し，比較が容易にできるものとする。

また任意の時刻において運転員の要求により，予測計算が開始できるように，可能ならば，考慮する。

4. 表示時間について

(1) 崩壊熱については，スクラム直後から表示させるものとし，スクラム後1～2時間で炉出力の1%内に落ち着くことより，多くとも数時間程度まで表示させれば充分であろう。

(2) 炉容器Naレベルの計算開始時間については，一次主ポンプトリップ時あるいはスクラム時から即始める必要はなく，一次冷却材流量がポニーモータによる流量に安定した以降（スクラム後1分以内）にプロセスデータ値を初期値として予測計算を開始することとする。これはスクラム直後において，炉容器Naレベルに対し要求される操作がないため問題ないと思われる。

表示時間としては，1987－9－7に起きた一次主ポンプトリップ時のデータから判断するに，一時間以内で充分であろう。

（技－62－223, 262, 300, 315）

＊ SN9410 87－103（技－62－60）

5. 予測モデルについて

(1) 崩壊熱については，SN241 80-19「LMFBRの崩壊熱エネルギ評価式に関する解析」で述べられた近似式を用いることとする。図7.4.1に10日間100％出力運転した時の結果を示す。

(2) 炉容器Naレベルについては，炉容器内を炉下部，炉心部，炉上部の3つのコンパートメントに分け，それぞれの熱収支の時間的変化から熱収縮の度合を評価するモデルを作り，それで予測することとする。図7.4.2に1987－97主ポンプトリップ時のデータを本予測モデルによる計算例との比較を示す。

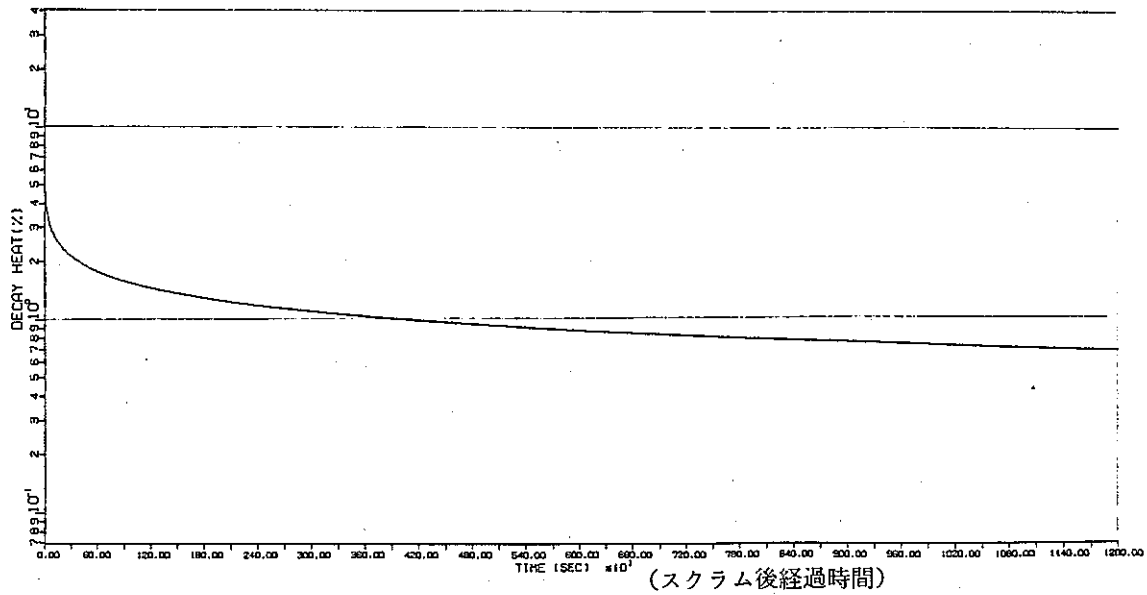


図7.4.1 崩壊熱予測曲線

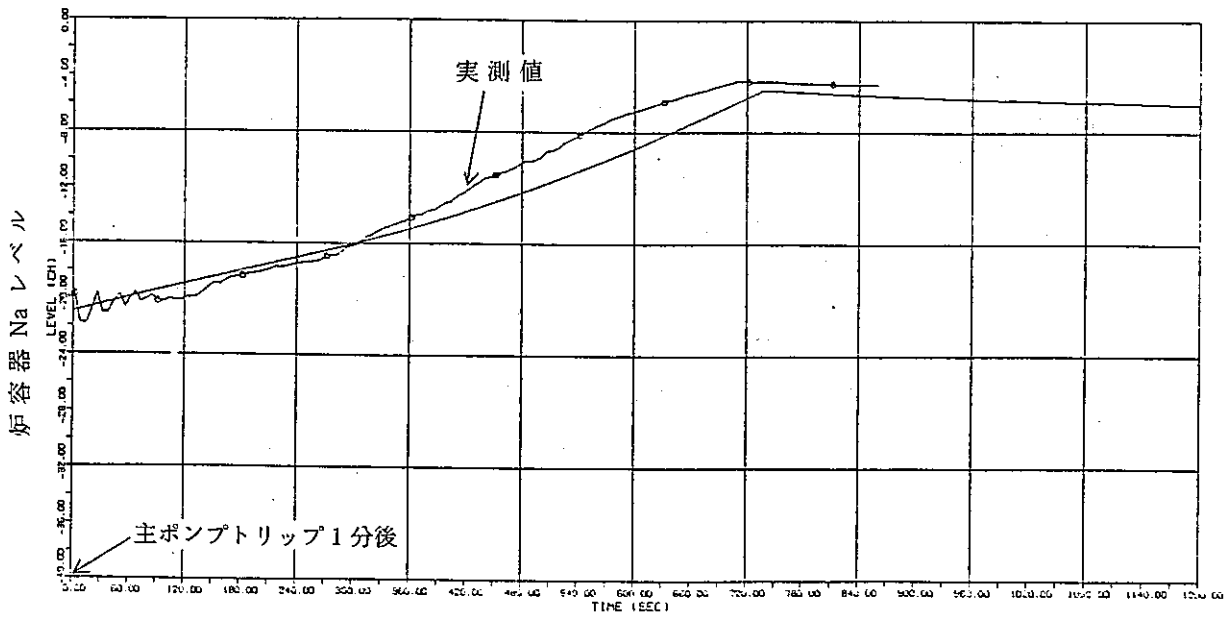


図7.4.2 1987－9－7主ポンプトリップ時のデータと予測モデルによる計算例

7.5 オーバーフロー系汲上げ配管炉容器貫通部△T＝80℃における解析・評価結果について

報告者：磯 崎（プラントGr.）

1. 概 要

10月21日に行われた部内技術検討会の検討議題62－5－3「局所応力解析結果に基づく運転制限値の見直しについて」において，原子炉出力上昇時のオーバフロー系汲上げ配管炉容器貫通部及び2次Na純化系汲上げ配管主冷却系合流部の運転制限値を△T＝60℃及び100℃の解析評価結果及び△T＝80℃の原子炉出力上昇時応力解析結果から今までの△T＝60℃から△T＝80℃に変更することが決定された。但し，宿題事項としてオーバフロー系については，△T＝80℃について正式に解析・評価を行うこととされていたため，解析・評価を行った。よって，その結果について報告する。

2. 解析評価結果

(1) 1次応力の制限

1次応力は，0.1 kg／mm² であり制限値に対して十分低い値であった。

(2) ひずみの制限

（1次＋2次）応力強さ（Sn）は，26.5 kg／mm² と 3 Sm＝26.0 kg／mm² を若干超えているが，ひずみの制限は満足していた。

(3) クリープ疲労損傷の制限

評価項目	累積疲労損傷係数	累積クリープ疲労損傷係数	クリープ疲労損傷係数	制 限 値
	D_F	D_C	$D_F + D_C$	D
$D_F + D_C < D$	0.005	0.139	0.144	0.82

参考：$D_F + D_C$（制限値），△T＝60℃ 0.139（0.82），△T＝100℃ 0.504（0.70）

以上より，△T＝80℃の場合構造物は，設計寿命期間中十分健全性を維持できることが確認された。

7.6 「常陽」1次主ポンプトリップ時のプラント挙動再現解析

報告者：後　藤（プラントGr.）

1. 要　旨

「常陽」1次主ポンプトリップ時（S62.9／7発生）のプラント挙動再現解析を“MIMIR-N2”コードを用いて行なった。EPO[*1]に載っているブロワートリップの条件が今回と多少異なる為，ほぼ同条件になる様，ブロワートリップ判定温度(解析コード上)を実際にトリップさせた時（Aループ：379℃at 105秒，Bループ：382℃at135秒）に近い温度にして計算した。〔ケース0〕

又同時に炉上部プレナム部の各体積(熱容量)の見直しも行なった。〔ケース1〕

更に参考としてEPOに記載されている様に，DHX2次側入口Na温度が降温し始めたら，すぐブロワートリップさせる解析も行なった。〔ケース2〕

2. 検討及び評価

- 炉上部プレナムの各体積を見直す事により，原子炉出口Na温度挙動を実際に近づけられる様になった。〔図7.6.1参照〕
  今後，自然循環解析に反映する。
- 初期のIHX部における解析誤差が残るが，系統温度挙動は良く再現できている。〔図7.6.2参照〕
- DHX2次側入口Na温度が降温し始めたらすぐブロワートリップさせるとコールドレグの100秒～200秒にみられる下降ピークが緩和される。〔図7.6.3参照〕

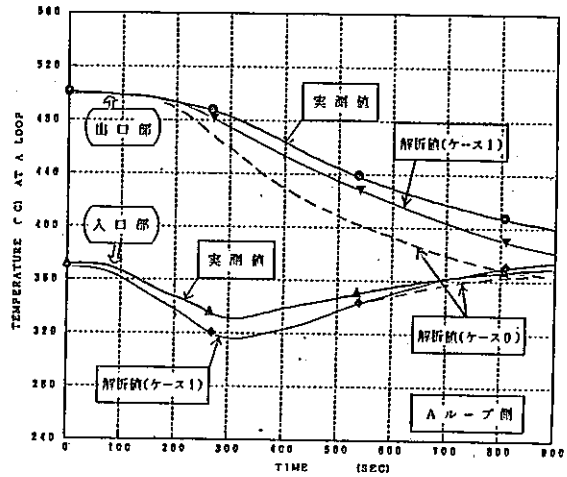


図7.6.1　原子炉出入口Na温度挙動

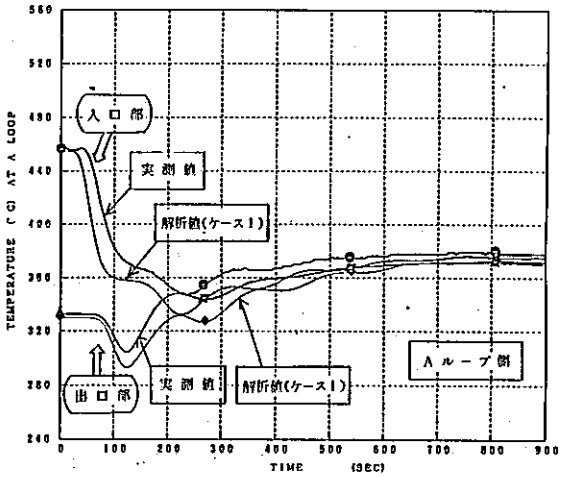


図7.6.2　DHX2次側出入口Na温度挙動

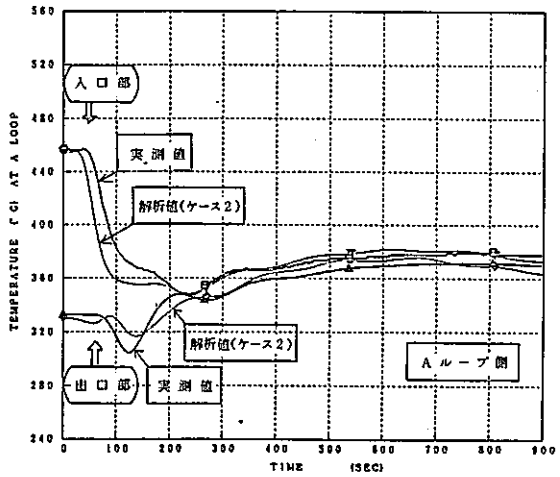


図7.6.3　DHX2次側出入口Na温度挙動

＜関連資料＞

*1 EPO-20-01-2

7.7 MK−Ⅱ炉心第14サイクルにおける系統圧損測定結果の報告

報告者：河　津，菅　谷（プラントGr.）

MK−Ⅱ炉心第14サイクルにおける系統圧損測定を実施した。

測定結果は以下の通りであった。

1. 測定日時

昭和62年11月26日

（15：50～19：50）

2. 炉心体系

右図に示す。

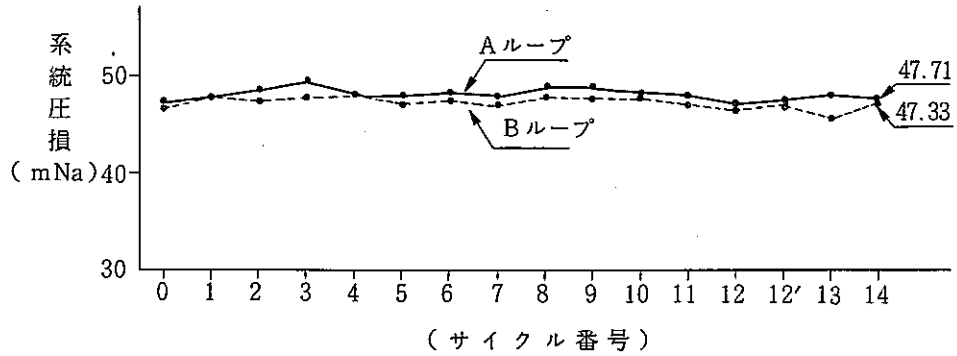
構成要素	員数	装荷位置
炉心燃料集合体	65	INTA（5F2）
特殊燃料A型	1	2B2
特殊燃料C型	1	3E1
AMIR	3	6F6，6D6，6C6
SMIR	1	6B2
CMIR	1	1A1

3. 測定結果

定格流量（1260 m^3/hr）時の系統圧損は，

Aループ：47.71 mNa

Bループ：47.33 mNa



4. 評　価

1）A，Bループ共に運転制限値を満足するものであった。

2）前回，第13サイクルでA，Bループ間で約2.1 mNaの圧損差が生じ，原因として，光学式回転検出器の出力側コネクター部のダメージによる測定誤差があげられていたが，今回の計測に先立ち，コネクター及び端子台からデジタル回転表示盤までのケーブルを新替えしたところ，測定結果は，A，Bループほぼ同じで妥当な値を示しており，改善されたと判断できる。

（技－62－272）

7.8 MK－Ⅱ炉心第14サイクルにおける流量計特性試験

報告者：深見，杉江，小倉（異常監視技術Gr.）

1. 概　要

1次系流量，INTA流量，センターチャンネル流速及び1次系主ポンプ回転数をJOYDASにて採取し，流量計及び流速計の特性を確認する。

2. 試験内容

1次系主流量20％の状態より100％まで10％毎に流量を上昇させ，各流量でデータを採取する。

3. 結　果

(1) 表7.8.1～2に本試験において採取したデータの一覧を示す。

(2) 図7.8.1～2に1次系主流量に対するセンターチャンネル流速計出力，INTA流量計出力の変化を示す。

(3) 図7.8.3にシステム回転数とJOYDAS回転数の対比を示す。

但し，センターチャンネル流速計の＃3，＃4は不具合発生により，データ採取を省いた。

4. 評　価

試験結果より，センターチャンネル流速計の＃3，＃4以外については，直線性を示しているため特性は保たれている。

表7.8.1　流量計特性試験データシート

試験ステップ	JOYDAS アナログ値		1次系主流量	INTA 流量	センタチャンネル流速計出力	備考
	B 005	B 006	(m^3/hr)	(kg/s)	(mV)	
1	248	232	480	0.584	213.7	
2	368	371	739	0.840	268.7	
3	491	476	967	1.063	317.3	
4	616	628	1244	1.335	379.1	
5	748	749	1497	1.596	437.6	
6	876	862	1738	1.842	497.1	
7	942	938	1888	1.986	531.9	
8	1115	1111	2226	2.345	621.0	
9	1253	1255	2508	2.623	690.2	

表7.8.2　1次系主ポンプ回転数データシート

ステップ	1次系主流量	システム回転数 (rpm)		JOYDAS 回転数 (rpm)		備考
	(m^3/hr)	A	B	A	B	
1	480	169.8	165.0	172.2	166.9	
2	739	249.4	248.4	255.6	250.7	
3	967	325.0	319.2	333.3	321.4	
4	1244	410.0	413.2	418.8	414.0	
5	1497	493.8	493.0	506.4	495.5	
6	1738	574.0	568.4	588.0	558.2	
7	1880	618.8	618.2	628.9	607.0	
8	2226	736.0	731.6	740.0	730.0	
9	2508	826.8	822.2	836.6	828.4	

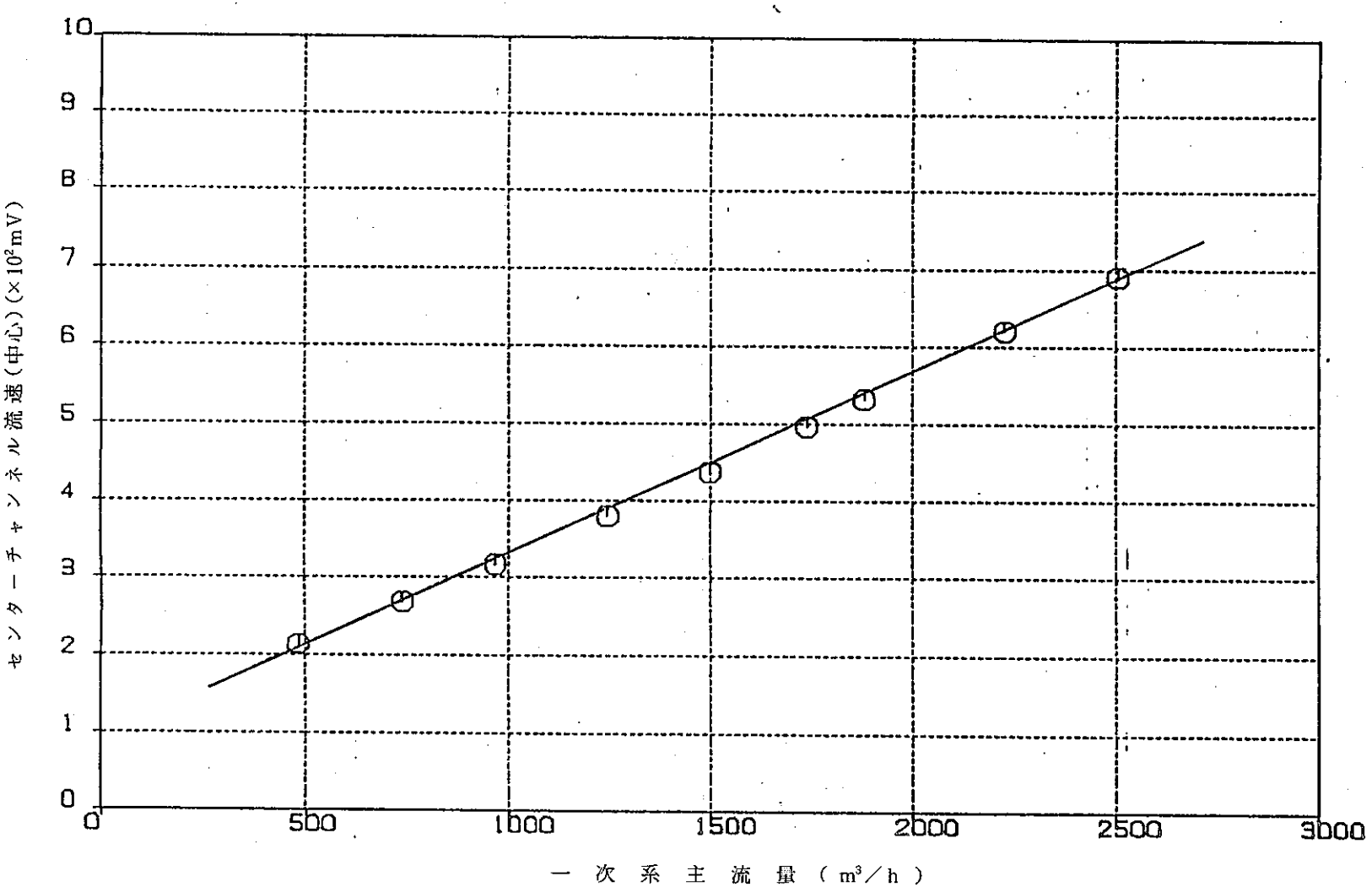


図7.8.1　流量計特性試験

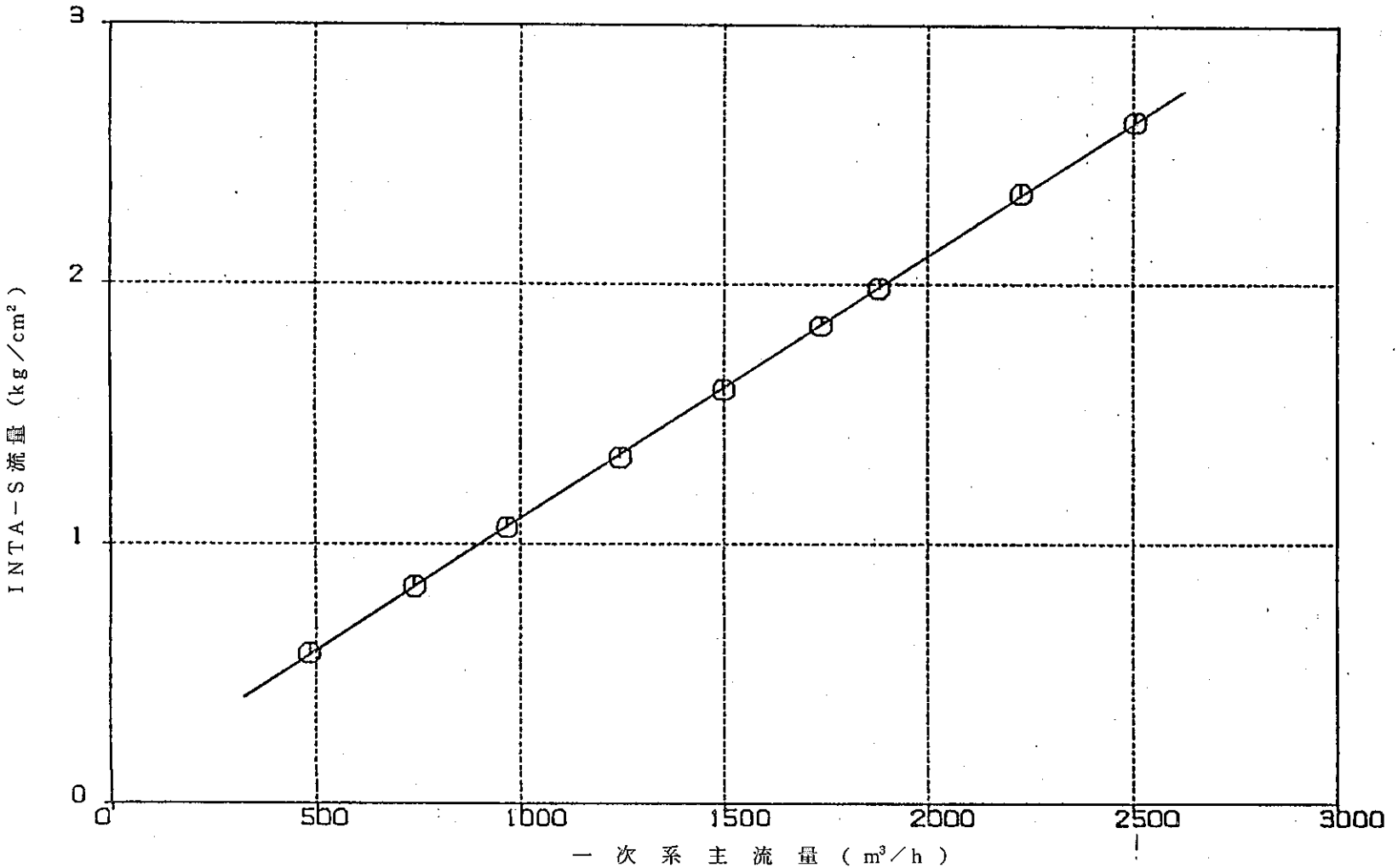


図 7.8.2　流量計特性試験

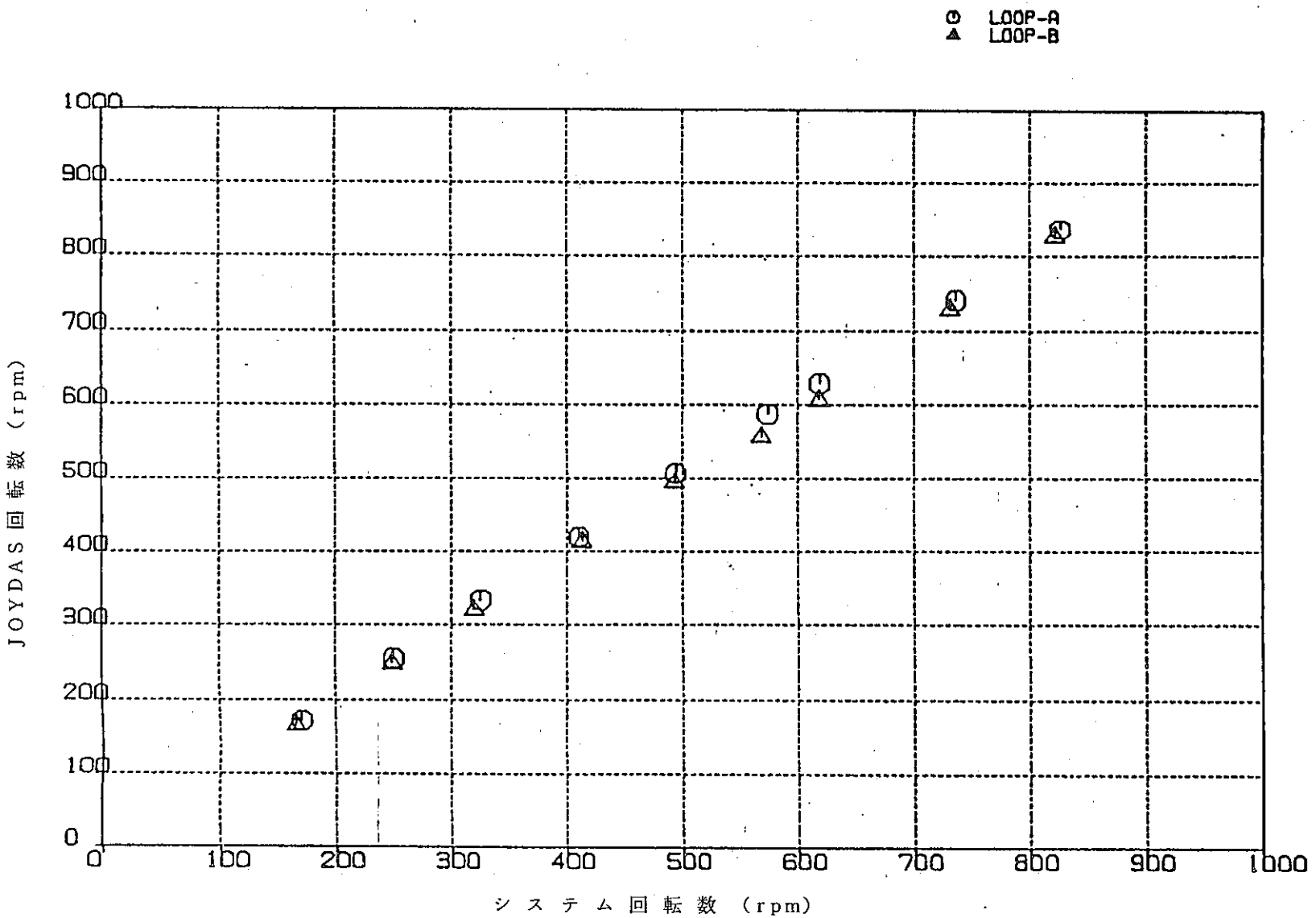


図 7.8.3　流量計特性試験

7.9 主送風機ベーン・ダンパ開度特性試験結果（MK－Ⅱ炉心第14サイクル）

報告者：小 倉，杉 江，深 見（異常監視技術 Gr.）

1. 概 要

MK－Ⅱ炉心第14サイクル起動前に主送風機ベーン・ダンパ開度特性試験を実施し，採取したデータより，各種設定値を算出した。この各種設定値を制御系へ設定した後，模擬電喪信号によるベーン開度測定の試験を実施した結果を報告する。

2. 測定内容

測定は，主送風機入口ベーン・ダンパを「全閉」→「全開」→「全閉」のサイクルで動作させこの間の調節計制御信号とベーン・ダンパ開度の特性データを採取するものである。この採取データを計算センターで処理し調節計設定値を算出する。

模擬電喪信号によるベーン開度測定試験では，上記の算出された設定値等を制御系に設定した後，模擬電喪信号を印加し下記データを確認する。

① 冷却材温度「高」状態でのベーン開度 6.5 ± 1 %

② 冷却材温度「低」状態でのベーン開度 0 ± 1.5 %

3. 測定結果

1）ヒステリシス・オーバーラップ領域

前回の試験結果（第13サイクル起動前）と比較した結果，ベーンのヒステリシスはあまり大きな変化はなく，ダンパについてもあまり変化していないことが判った。また，オーバーラップ領域は前回の調整値と今回の算出値に差があるため，設定値を変更する必要があることか判った。（図 7.9.1 ～ 4 参照）

2）2次主循環ポンプトリップ時のベーン開度上，下限値

上記の試験の算出値（設定値）及びこれを用いて行った模擬電喪信号によるベーン開度測定の結果を表 7.9.1 に示す。

4. 評 価

「主送風機ベーン・ダンパ開度特性試験」と，これに続いて行った「模擬電喪信号によるベーン開度測定試験」にて得られた結果より検討した所，全てのベーン開度は判定基準内にあり，問題なしと考えられる。

よって今回の試験で定めた設定値を，そのまま第14サイクル中に使用することとした。

（技－62－280）

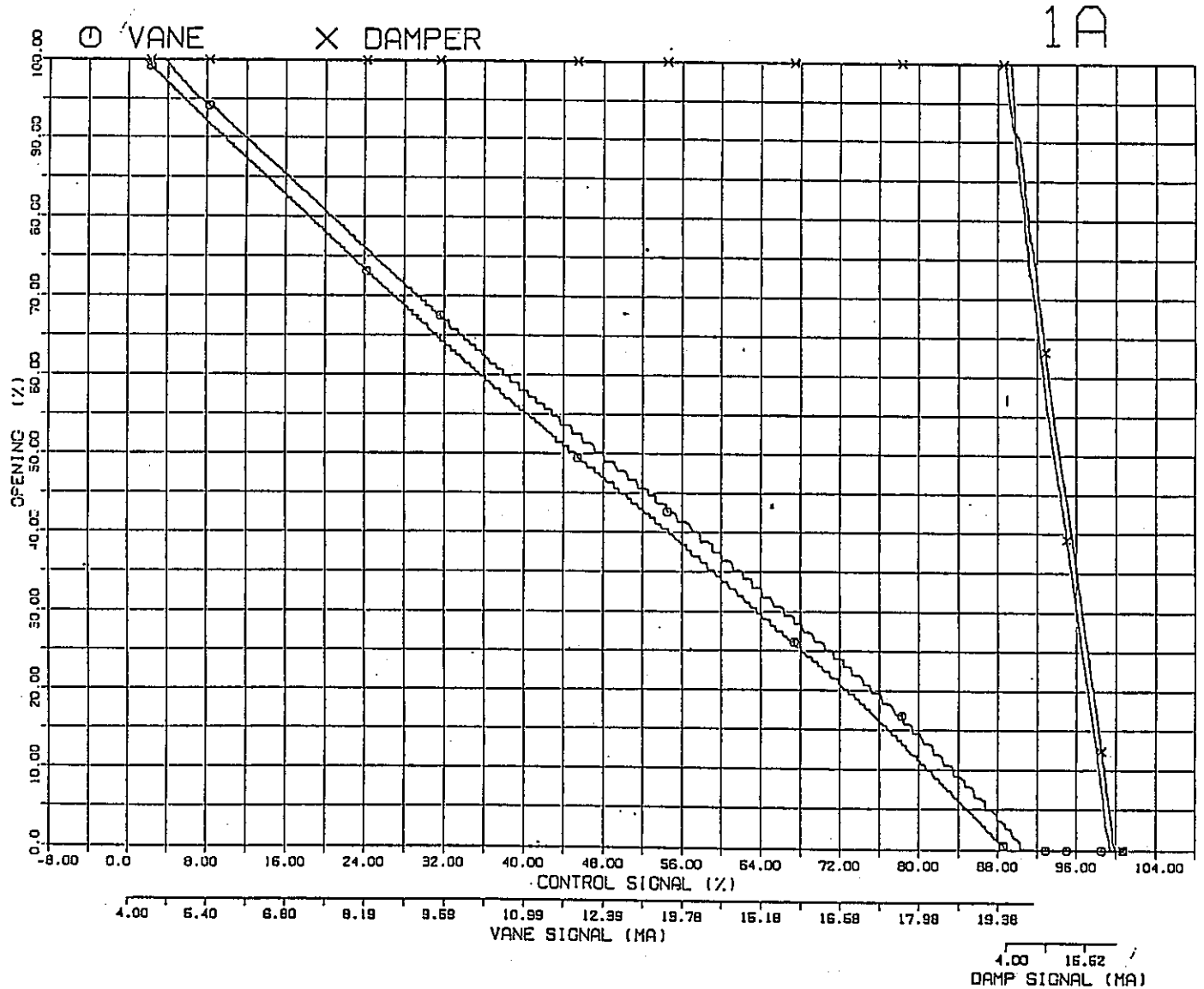


図 7.9.1　主送風機ベーン・ダンパオーバーラップ領域（1 A）昭和 62 年 11 月 18 日測定

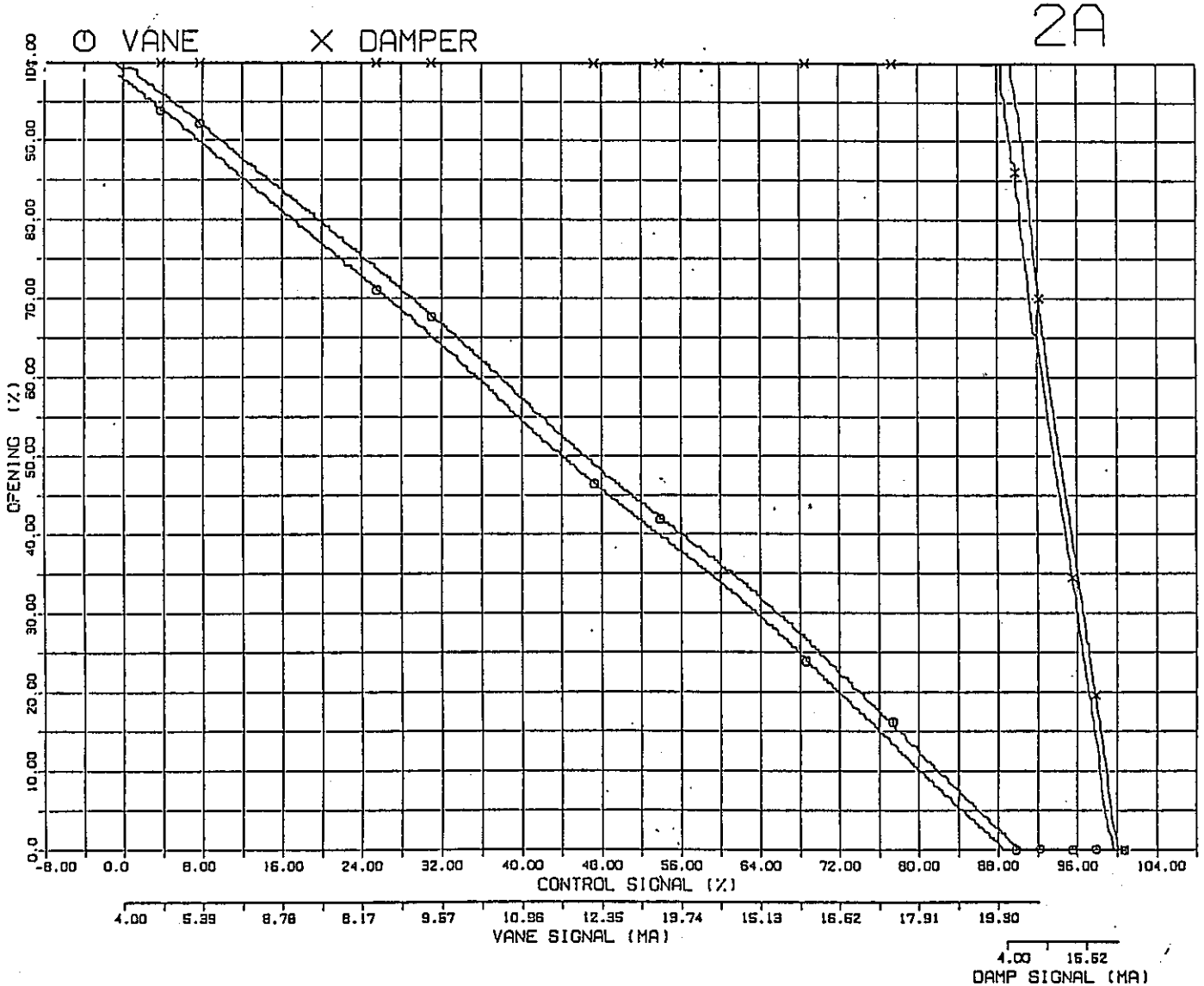


図 7.9.2　主送風機ベーン・ダンパオーバーラップ領域（２Ａ）昭和 62 年 11 月 18 日測定

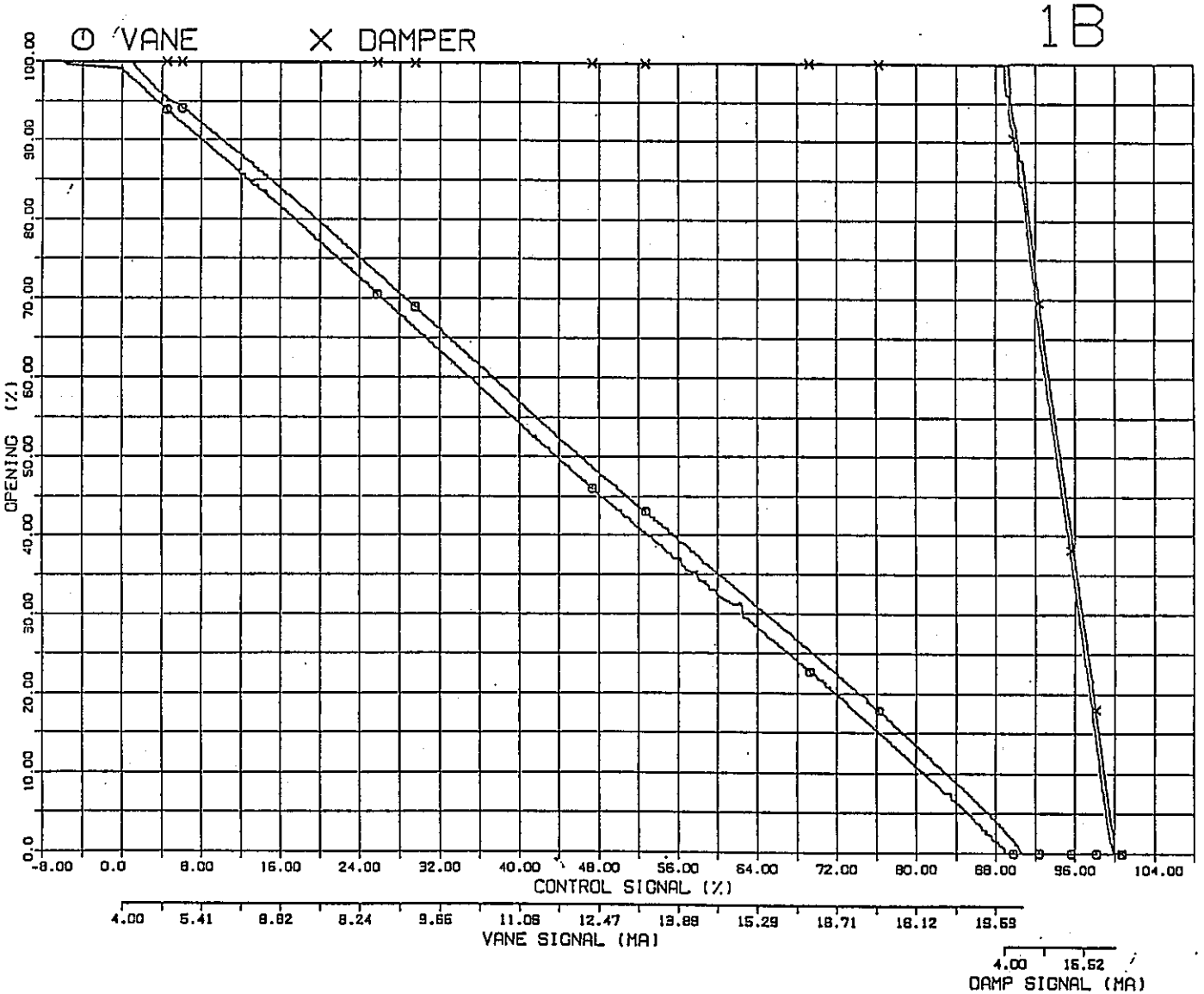


図 7.9.3　主送風機ベーン・ダンパオーバーラップ領域（1 B）昭和 62 年 11 月 18 日測定

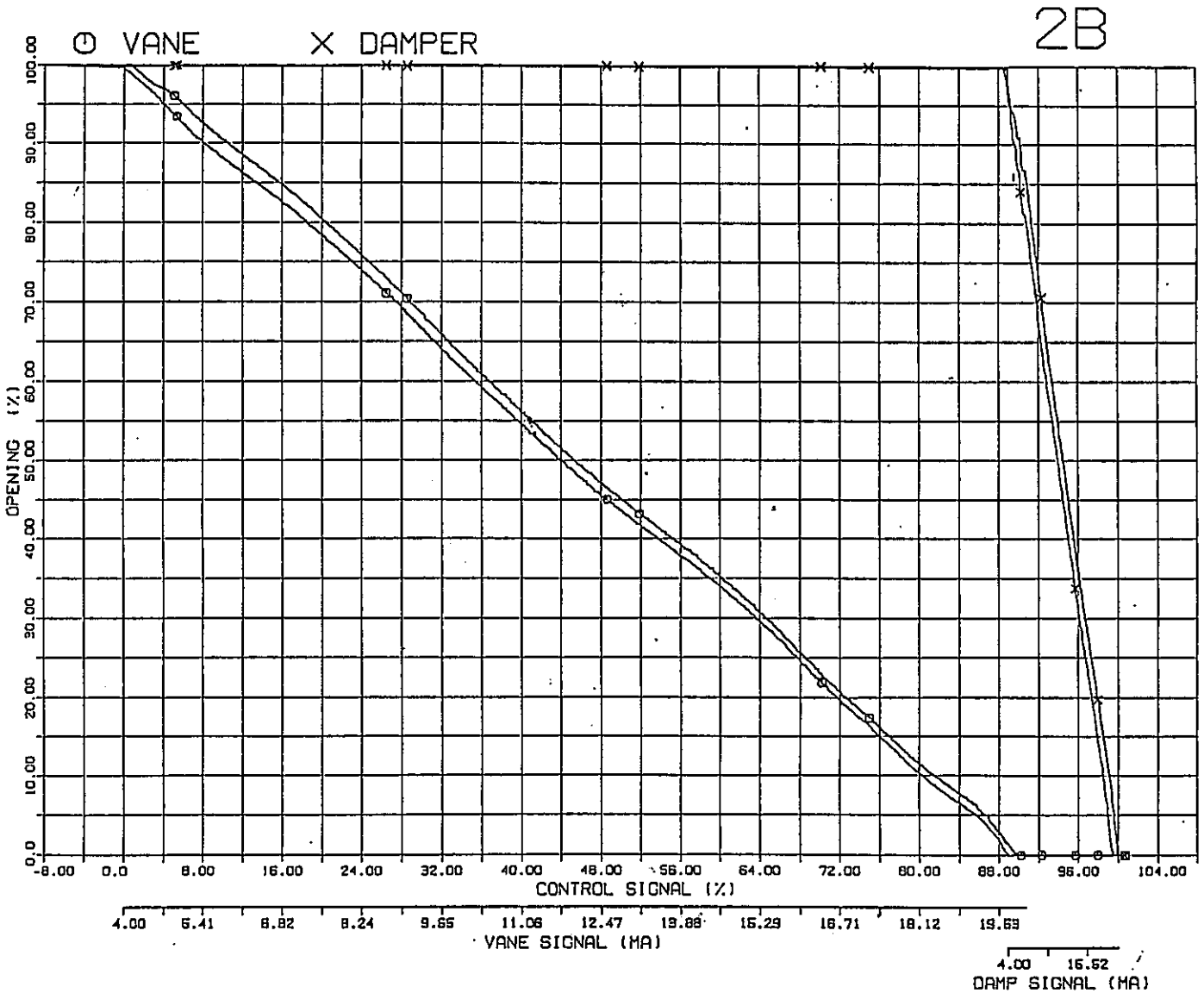


図 7.9.4　主送風機ベーン・ダンパオーバーラップ領域（２Ｂ）昭和 62 年 11 月 18 日測定

表7.9.1　主送風機ベーン・ダンパ開度測定試験設定値一覧表

試験日：昭和62年11月18日　　設定日：昭和62年11月24日

設定値名称	ベーン	算出値		再設定値		設定箇所	備考
		設定値	開度(%)	設定値	開度(%)		
比率α	1 A	1.076				UNIT 1 105 SV	
	2 A	1.069				UNIT 1 107 SV	
	1 B	1.090				UNIT 2 105 SV	
	2 B	1.088				UNIT 2 107 SV	
6.5% ML	1 A	84.92	8.6	86.02	6.1	UNIT 1 CL02 LP01.02ML	
	2 A	84.60	7.6	85.60	6.5	UNIT 1 CL07 LP03.04ML	
	1 B	84.35	4.5	82.35	6.9	UNIT 2 CL02 LP01.02ML	
	2 B	86.40	7.3	87.20	6.1	UNIT 2 CL07 LP03.04ML	
0% MH	1 A	92.18	1.3	92.80	1.2	UNIT 1 CL02 LP01.02MH	
	2 A	91.79	0.3			UNIT 1 CL07 LP03.04MH	
	1 B	91.74	−1.9	90.54	−1.5	UNIT 2 CL02 LP01.02MH	
	2 B	90.94	2.0	91.54	0.9	UNIT 2 CL07 LP03.04MH	

7.10 自然循環試験再現解析（1次系逆止弁圧損パラメータ解析及び炉上部プレナム部熱容量の見直し）

報告者：河　津，近　藤（プラントGr.）

1. 概　　要

TESTⅡ−Eにおける1次系流量を再現する目的で1次系逆止弁圧損のパラメータ解析を実施した。

また，1次主ポンプトリップ時の再現解析において炉上部プレナムの熱容量を見直し，解析精度が向上したことが報告されており，本データを条件にTESTⅡ−Eの再現解析を行なったので合わせて報告する。

2. 解析条件

2−1　逆止弁圧損パラメータ

圧損係数のパラメータをCASE1〜4にふり分けた。CASE2がもんじゅ式であり，圧損の低い方へCASE1，高い方へCASE3，4と設定した。

その他の条件は前回報告の技メモ[*1]をベースとした。

2−2　炉上部プレナム見直し

上記逆止弁圧損パラメータのCASE2をベースに炉上部プレナムの容量を見直した値を変更にした。（これまで1m³であったのを実際の容量約40m³に変更した。）

3. 解析結果及び評価

3−1　逆止弁圧損パラメータ

図7.10.1 〜2に示す通り，短時間（CASE1が合う）と長時間（CASE4が合う）では，実測と合う傾向が異なり，逆止弁のみで1次系流量を合わすのには無理があることがわ

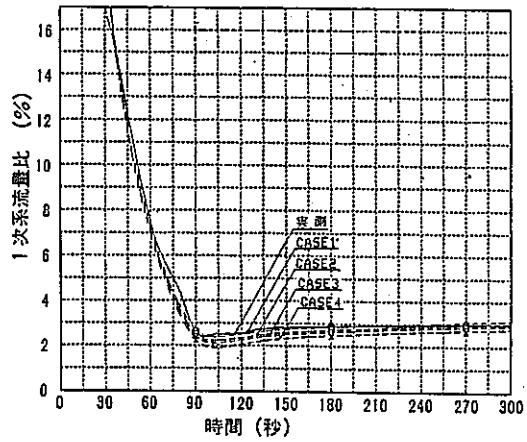


図7.10.1　1次系流量比（試験Ⅱ−E）

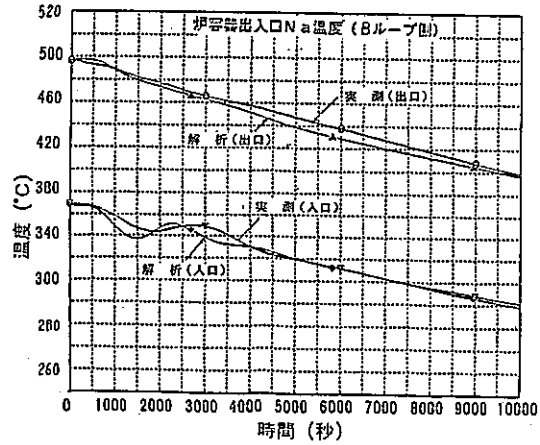


図7.10.2　1次系流量比（試験Ⅱ−E）

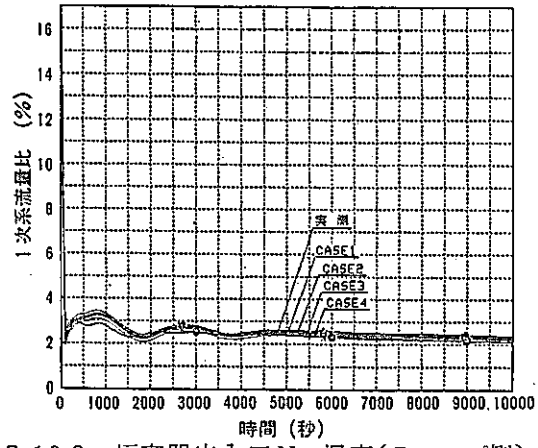


図7.10.3　炉容器出入口Na温度（Bループ側）

（技−62−294）

*1 自然循環試験再現解析（実測流量によるDHX自然通風量のパラメータ解析（技62−197）

かった。今後，パラメータとしては，CASE 2のもんじゅ式を用いて，その他の原因として考えられる　ポンプフローコストダウン特性，ボトム点の相違について検討を進める。

3－2　炉上部プレナム見直し

代表結果として図7.10.3に炉容器出入口Na温度を示すが，全体的に熱容量を増したことにより炉容器出口温度の降温速度が遅くなり，実測に近ずく結果となった。従って今後このデータを用いることとする。

7.11 サイクル報（MK－Ⅱ炉心第13サイクル）

報告者：深見，杉江，小倉，島田（異常監視技術Gr.）

1. 概　要

MK－Ⅱ炉心定格第13サイクルは，昭和62年8月31日に起動し，9月5日定格出力に到達した。しかし，プラント内のノイズにより9月7日18時15分原子炉スクラムが発生した。その後，原因を究明し対策を行なったあと9月10日に再起動した。以後，定格運転を続け昭和62年10月31日予定通り30MWより制御棒一斉挿入にて，原子炉を停止した。

本サイクル報は，下記項目に関する測定データをまとめ，異常の有無を評価したものである。尚，第13サイクルの原子炉運転履歴は図7.11.1に示す。

2. 本サイクル報の内容

〔1〕 炉心及びプラント特性試験結果

〔2〕 定格運転時データ

〔3〕 原子炉熱出力履歴

〔4〕 そ の 他

(1) S／A出口温度監視結果

(2) 炉雑音監視結果

(3) ステップ応答測定結果

3. 評　価

上記項目の測定データを評価した結果，プラントの安定な運転に支障となるような異常現象はみられなかった。

（技－62－307）

1. 炉心及びプラント特性測定結果（MK－Ⅱ定格第13サイクル）

(1) 炉心関係

全制御棒価値 (%△k／k)	CR1	CR2	CR3	CR4	CR5	CR6
	2.17	2.07	1.97	1.89	1.99	2.11
BOC臨界点 (mm)	CR1	CR2	CR3	CR4	CR5	CR6
	442.2	441.6	441.3	441.5	441.9	441.6
250℃余剰反応度 (%△k／k)	3.38					
出力係数 ($\times 10^{-3}$%△k/k/MW)	BOC	EOC				
	4.11	3.97				
燃焼係数 ($\times 10^{-4}$%△k/k/MWD)	－2.38					
(注2) スクラム時間 (msec)	CR1	CR2	CR3	CR4	CR5	CR6
	444	546	532	444	514	622

（注1）平均値を採用

（定格出力時，Np－239 効果含む）

（注2）スクラム時間自動測定装置による

2. プラント関係

	Aループ	Bループ
系統圧損 (mNa)	48.0	45.9
1次主ポンプ定格回転数 (rpm)	810.0	809.3

（注3）250℃での測定

温度制御系ゲイン余裕 (dB)	1 A	2 A	1 B	2 B
	12.6	12.2	8.7	7.4

3. 計装関係

ベーン開度信号(50%開度)ヒステリシス(mA)	1 A	2 A	1 B	2 B
	0.30	0.31	0.38	0.31

流量計零点ドリフト量	1次系	Aループ	Bループ	2次系	Aループ	Bループ
		－	－		－	－

S／A出口温度計校正結果	Fig. 1 参照の事
センタ流速計特性	Table. 1, Fig. 2～5 参照の事

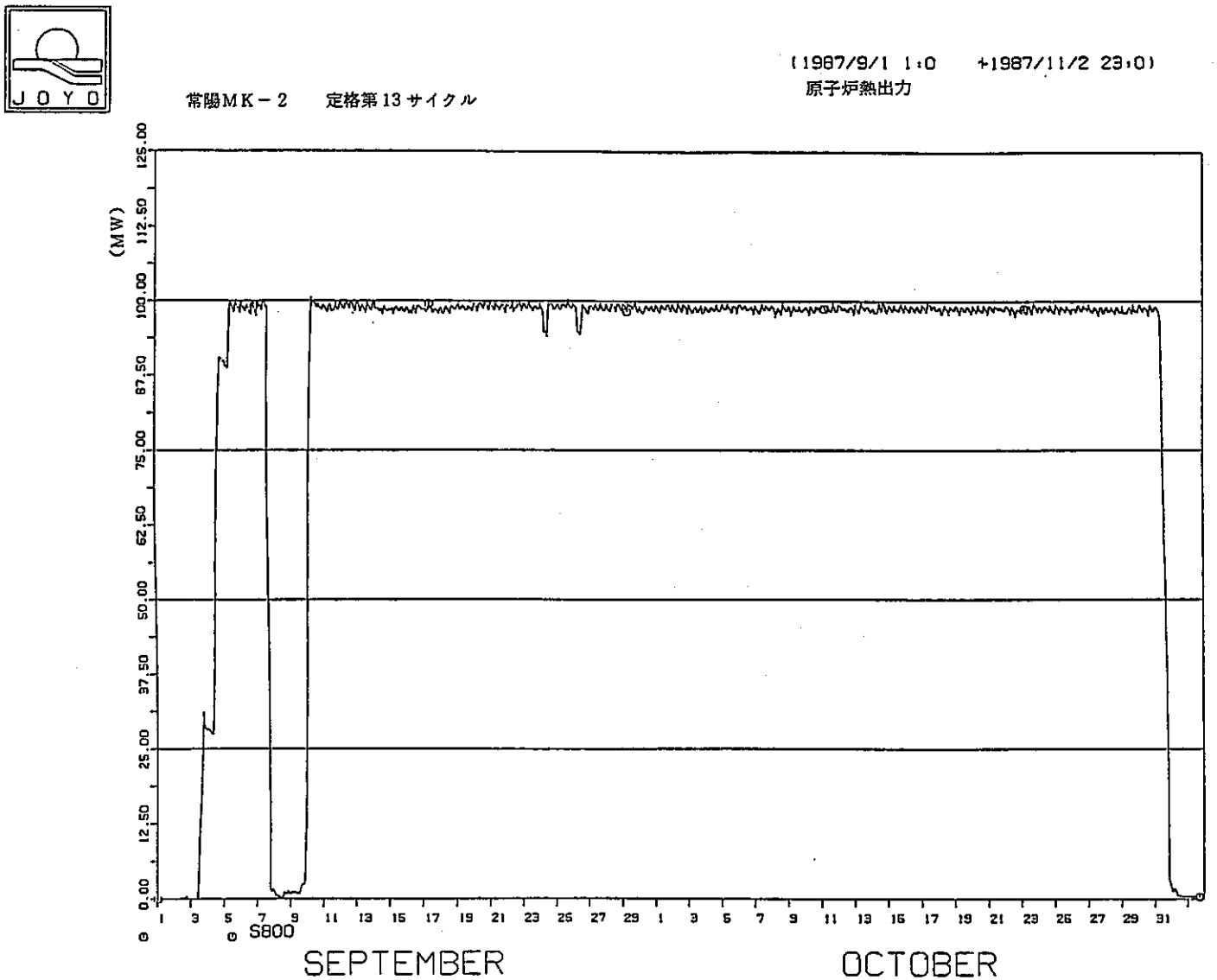


図7.11.1　原子炉熱出力履歴

7.12 M系列・安定性試験結果（MK－Ⅱ炉心第14サイクル）

報告者：小　倉，杉　江，深　見（異常監視技術Gr.）

1. 試験目的

(1) M系列試験により，定格出力における冷却材温度制御系の安定範囲を明確にする。

(2) M系列試験結果より，安定性試験での制御定数を決定する。

(3) 安定性試験により，主冷却器出口Na温度の外乱に対して，プラントが十分に運転できることを確認する。

2. 試験内容

M系列試験は，M系列信号を主送風機入口ベーン開度に印加し，プラント各部の動特性を解析するものであるが，1A，1BにM系列信号を印加したところ，図7.12.1に示す様に1A開度にノイズが発生した。したがって，引続き実施する予定であった2A，2Bの試験を中止した。

ノイズの原因を調査した結果，＃456の「M系列信号ループ選択スイッチ」によるものであることが判明したため，安定性試験には影響がないことから安定性試験は予定通り実施することにした。

安定性試験に使用する制御定数に関しては，M系列試験結果を解析したところ，データにノイズの影響にみられず，1A，1Bの制御定数は求めることができた。また，2A，2Bの制御定数については，図7.12.2に示す様に過去のデータから1Aと2A及び1Bと2Bはそれぞれあまり差違が見られないため，今回は1A，1Bのデータをそのまま2A，2Bに使用することにして安定性試験を実施した。

3. 試験結果

・各主冷却器（1A，1B）について，ゲイン余裕及び位相余裕を求めた。

・試験実施時の比例ゲインとゲイン余裕は下表通りであり，第13サイクルに比べAループのゲイン余裕は減少しているが，十分に安定領域にあることを確認した。

主冷却器	1　A	2　A	1　B	2　B
比例ゲイン(Kp)	2.17（2.82）	2.17（2.65）	1.85（2.18）	1.85（2.11）
ゲイン余裕(dB)	12.2（12.6）	12.2（12.2）	9.4（8.7）	9.4（7.4）

（注）（）内の数値は第13サイクルでの値

・定格第1～14サイクルのゲイン余裕経時変化を図7.12.3に示す。

・安定性試験実施時の制御定数をM系列試験結果より設定した。

・安定性試験結果を図7.12.3に示す。（全3ケース）

いずれのケースにおいても，設定値変更後数分以内でプラントの各部の信号は，安定態となり，不安定状態は発生しなかった。

（技－62－320）

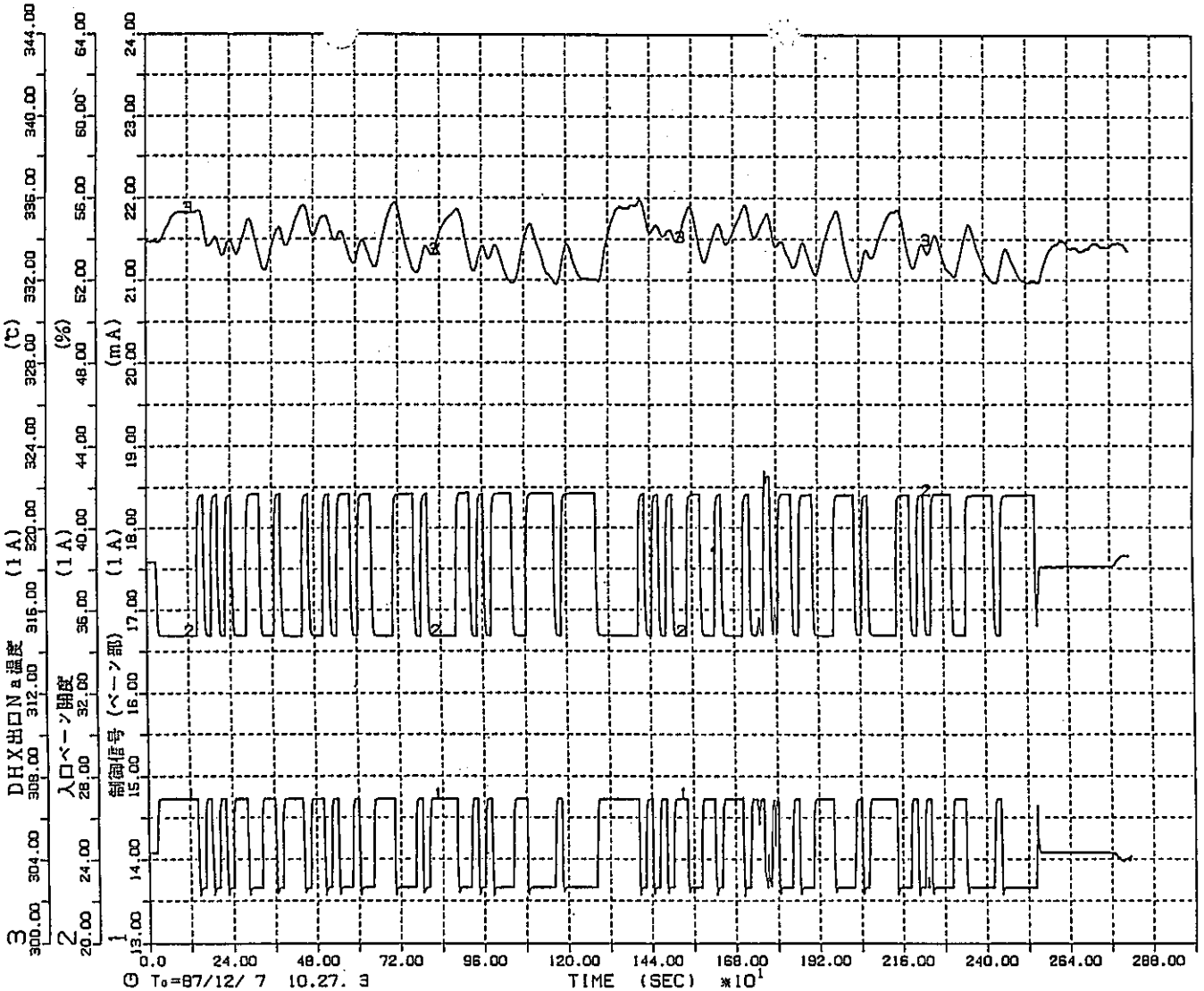


FIG. M-SEQ. TEST CASE-1(1987.12.7)

図7.12.1　M系列信号によるベーン開度（1A）

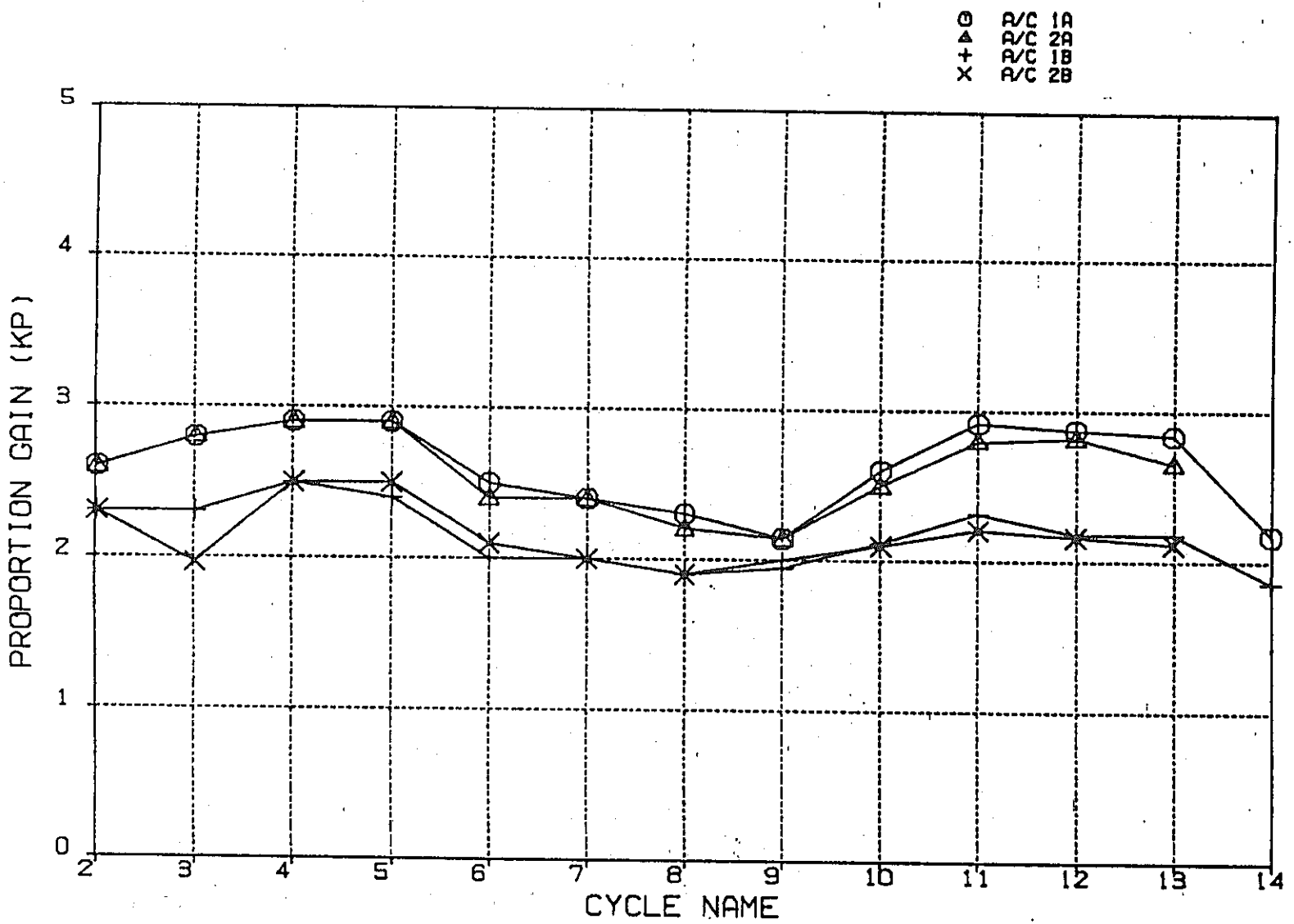


図 7.12.2　M系列試験による比例ゲインの経時変化

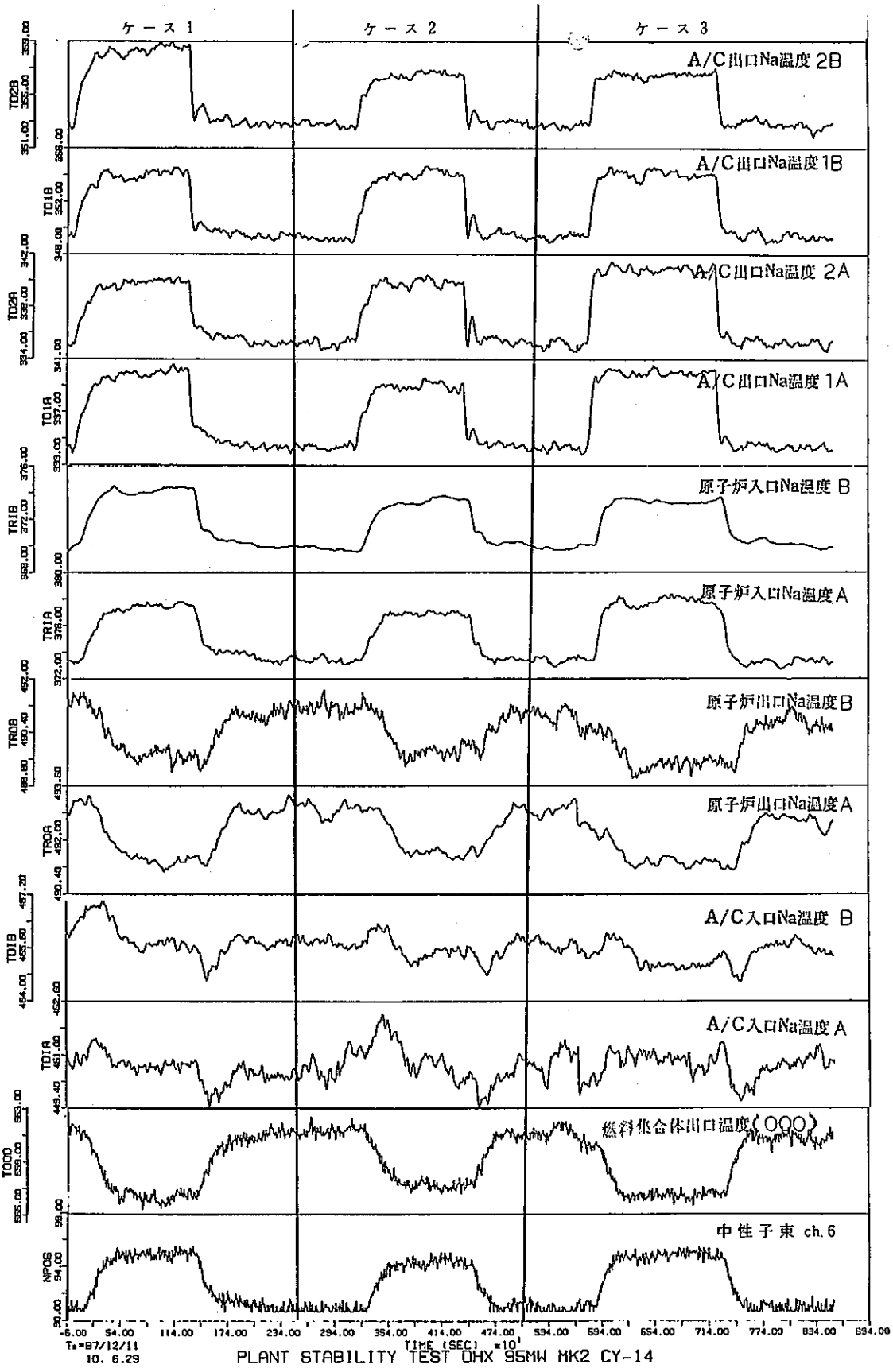


図 7.12.3　安定性試験結果（MK－Ⅱ炉心第 14 サイクル）

7.13 炉心構成要素引抜きに伴う系統圧損低下によるポンプ健全性の検討

報告者：河　津（プラントGr.）

1. 概　　要

次回定検時に予定されている炉心構成要素引抜きに際し，系統圧損低下値を予測し，ポンプ健全性上問題ないかどうかの検討を行なった。

2. 引抜き予定の炉心構成要素

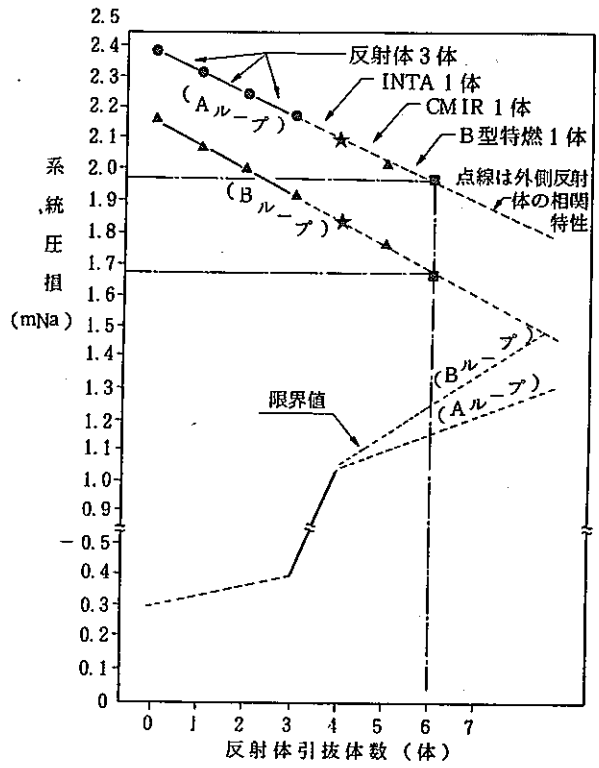
外側反射体	3体	CMIR	1体	
INTA		B型特燃	1体	計　6体

3. 予測系統圧損値の検討・評価

S60年5月7日に実施した「燃料取扱時系統圧損測定」（外側反射体3体及び燃料集合体1体を別々に引抜いた）の結果をベースに検討を行なった。

検討した結果の予測圧損値を下表及び下図に示す。

炉心構成要素	Aループ圧損低下量 (mNa)	Bループ圧損低下量 (mNa)	備　　考
外側反射体3体	0.21	0.25	実測データより
INTA 1体	0.08	0.07	実測データから算出
CMIR 1体	0.07	0.08	外側反射体と同等と評価
B型特燃 1体	0.057	0.082	流量増加量より算出
合計圧損低下量	0.417	0.482	−
圧損低下後の系統圧損値	0.97	1.69	「燃料取扱時系統圧損測定」試験時換算
ポンプ限界値	0.16	1.25	同　上



予測系統圧損値は，上表の通り，A，Bループともに限界値をクリアーしており，ポンプ健全性上問題ないと判断する。

＊ただし，本評価は流量20％において回転数一定（A：173 rpm，B：170 rpm）であることがベースとなっている。従って引抜操作時は，1体ごとに回転数を合わせ，系統圧損低下に注意する必要がある。

8. 高速実験炉における中性子束・ガンマ線及び崩壊熱の測定と解析

本章は，高速実験炉「常陽」において実施された中性子束・ガンマ線の測定データの解析及び崩壊熱測定のための装置の特性試験等により得られた成果をまとめたものである。

8.1 使用済燃料の燃焼度測定計画

報告者：高　橋（計　測Gr.）

1. 概　　要

高速実験炉「常陽」の燃焼度分布を求めることを目的として使用済燃料のガンマ線強度及び中性子束分布を非破壊で測定する計画を立案した。本報告はその主な計画内容について示す。

2. 測定装置

測定装置は既設の使用済燃料燃焼度測定装置を用いる。

本装置は原子炉付属建家水冷却池室（A－511）に据付けられており，本体と計測制御装置で構成されている。装置概念を図8.1.1に示す。本体は燃料スキャン装置，ガンマ線測定装置，中性子測定装置及びゆれ止め支持枠等で構成されている。燃料スキャン装置は缶詰缶に挿入されている使用済燃料集合体を装荷でき，上下及び回転操作が可能である。ガンマ線及び中性子測定装置はGe半導体検出器及びB－10中性子検出器を水密容器に収納でき，かつガンマ線あるいは中性子線強度に応じて最適な測定強度が得られるようにスリット・吸収体の挿入，検出位置を可変できる。また，計測制御盤はプール半島部に設置し，水中の計測器や燃料スキャン装置の計測制御ができる。

3. 測定計画

(1) 測定対象集合体

表8.1.1に測定の対象とした使用済燃料集合体をまとめて示す。炉心の径方向一列及びその90°対象位置1体の合計10体を選定した。

(2) 測定方法

水中で缶詰缶ごと使用済燃料集合体を燃料スキャン装置に装荷し，上下及び回転操作してガンマ線強度及び中性子束を測定する

4. 期待されるデータ

(1) 各集合体の出力分布

冷却期間の短い集合体では ^{140}Ba → ^{140}La → ^{140}Ce の放射平衡により放出される $E\gamma = 1596$ keV のガンマ線を測定し，照射サイクル終了時の各集合体出力分布を求める。

$T_{1/2} = 12.8$ d　　$T_{1/2} = 40.3$ h

(2) 燃焼度分布

冷却期間の長い集合体では ^{144}Ce → ^{144}Pr → ^{144}Nd 系列の ^{144}Pr を測定し，燃焼度分布を求める。

$T_{1/2} = 284.5$ d　$T_{1/2} = 17.3$ min　$T_{1/2} = 2.14 \times 10^5$ y　（$E\gamma = 2186$ keV）

(3) スタック長の変化

燃料ペレットと熱遮蔽ペレットの境界部分を詳細に測定し，スタック長の変化を調べる。

（技－62－178, 292）

(4) 制御棒による燃焼中心のずれ

制御棒に隣接する燃料集合体のガンマ線強度分布を測定し，幾何学的燃料中心と燃焼ピークのずれ，さらにピーキングファクタを求める。

(5) 中性子束分布

中性子束を測定し，使用済燃料内の中性子発生分布を求める。

5. 試験工程

昭和63年5月末日までに10体の使用済燃料集合体の測定を完了する予定である。

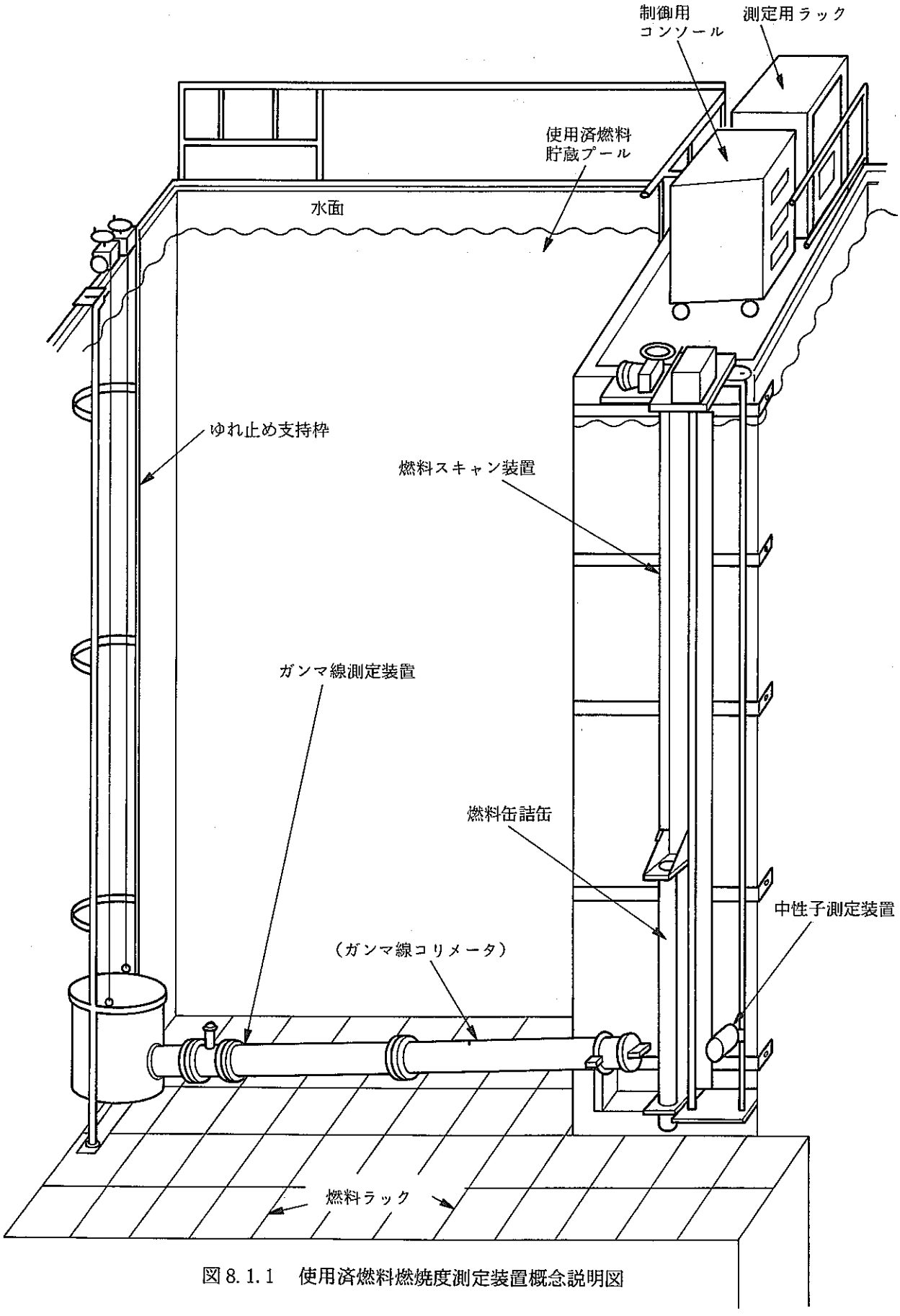


図 8.1.1　使用済燃料燃焼度測定装置概念説明図

表8.1.1　測定対象集合体の運転履歴

＊集合体の最高フルエンス

集合体番号	移動履歴		炉心	EFPD	運転	燃焼度(MWD／T)		＊照射量 (n／cm²) En≧0.1 Mev	備考
	炉心装荷日	炉心取出日	位置	〔日〕	サイクル	集合体平均	ポイント最大		
PFD 067	58. 7. 8	59. 11. 12	1C1	223.0	1～5	41000	48700	6.41×10^{22}	燃料
〃 114	59. 6. 20	61. 4. 19	2C1	269.89	4～9	42100	49800	6.53×10^{22}	〃
〃 024	57. 10. 4	60. 2. 5	3C1	295.9	0～6	40000	47300	6.06×10^{22}	〃
〃 040	57. 12. 10	60. 2. 5	4C1	295.9	0～6	32000	37200	4.40×10^{22}	〃
〃 150	60. 2. 4	61. 9. 6	1F1	225.29	7～11	41400	49200	6.48×10^{22}	〃
〃 127	59. 6. 20	61. 2. 5	3F1	226.89	4～8	31700	37500	4.73×10^{22}	〃
〃 052	57. 12. 15	59. 8. 25	4F1	205.7	0～4	23100	26900	3.13×10^{22}	〃
〃 104	59. 3. 15	61. 4. 17	4A3	314.29	3～9	38300	45000	5.74×10^{22}	〃
〃 073	58. 10. 2	61. 2. 4	4D3	316.89	2～8	39600	46600	5.85×10^{22}	〃
NFRI 08	57. 6. 30	62. 6. 19	5C1	565.78	0～12'''	−	−	4.60×10^{22}	反射体

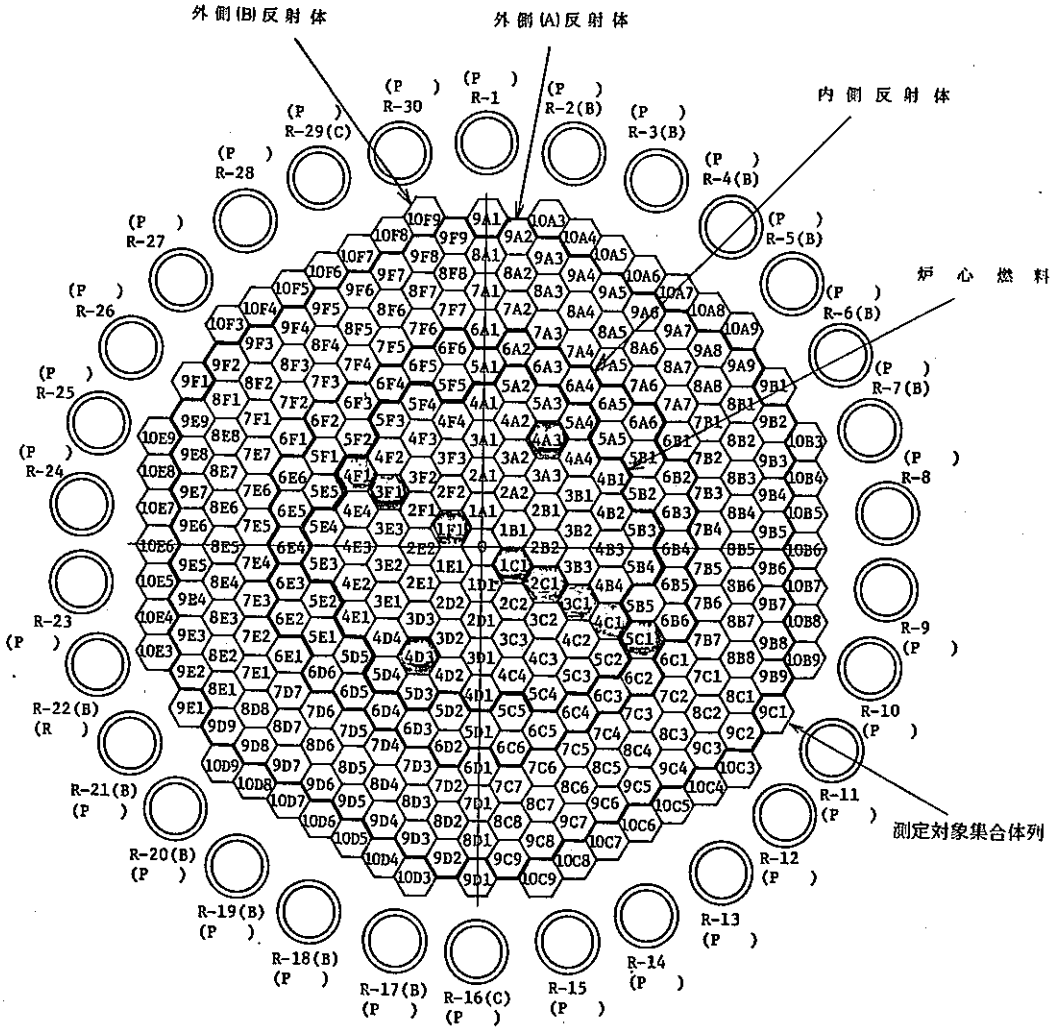


図8.1.2　MK−Ⅱ炉心構成と測定対象集合体

8.2 崩壊熱測定試験の実施要領

報告者：有　井，大　元（炉心運転計画Gr.）

1. 概　　要

昭和62年12月7日より実施予定の崩壊熱測定試験の基本的な実施要領を以下のように定めた。

2. 試験項目

本試験は，以下の項目をパラメータとして供試体を選択し，その崩壊熱を測定する。

(1) 燃料組成

燃料組成の違いと崩壊熱との関係を調べる。そのパラメータとしては以下のものがある。

- ＭＫ－Ⅰ燃料
- ＭＫ－Ⅱ燃料

（初装荷，一次，二次，三次取替燃料等製造仕様の違いを比較する。）

- 特殊燃料等

(2) 燃 焼 度

燃焼度と崩壊熱の関係を調べる。（約10,000 MWd／t 毎に選択する）

(3) 中性子スペクトル

装荷位置の違い等による中性子スペクトルの違いと崩壊熱の関係を調べる。

- 炉中心からの距離，方向（装荷位置）
- 制御棒からの距離，特殊燃料からの距離（照射環境）等

(4) 照射履歴

定期検査が払い出し前のどの時点で実施されているか等の照射履歴の違いが，崩壊熱にどのような影響を与えているかを測定する。

(5) 経時変化（冷却日数）

上記(1)～(4)の目的に応じて選択された集合体の一部については，冷却日数をパラメータとして崩壊熱の経時変化を調べる。

3. 集合体の選定

測定する集合体は前述の試験項目に沿って選択するが，まず，崩壊熱測定装置の測定範囲を考慮し，供試体を効率的に選定するための基本的な選定条件を以下に示す。

(1) 燃料組成

① ＭＫ－Ⅰ燃料は崩壊熱等の関係から対象外とする。

ＭＫ－Ⅰ燃料は，取出しから既に5年以上経過しており，崩壊熱が非常に小さくなっているうえ，全て第2プール（ＳＦＦ）に貯蔵されており，その輸送も簡単ではないので，本試験計画の対象外とする。

（技－62－266，288）

② 特殊燃料集合体は，燃料組成が炉心燃料と大きく異なる可能性があり，測定をする意義は大きいが，全て照射後試験を行うことと，その優先度が高いことから，ＦＭＦへの払い出しは，キャスクカーにより直接行われるケースが多い。従って，特殊燃料集合体については，払い出し工程の都合等により，第１プール（A−511）に一時的に貯蔵される場合，それを供試体とする。

(2) 燃 焼 度

燃焼度をパラメータとする場合は，約10,000MWd／t毎に選択する。

(3) 中性子スペクトル

炉中心から放射状（000〜4j1，j：A，B，C，・・・F）に，1〜2方向を選択する。

(4) 崩 壊 熱

崩壊熱測定装置で測定可能な崩壊熱の範囲は0.1 kW〜2kWであるが，装置の測定精度や選定に用いる崩壊熱の計算値が多少過大評価されること等を考慮し，供試体の選択に際して，その下限値は0.15〜0.2kWとする。

以上を考慮した当面の供試体を図8.2.1に示す。

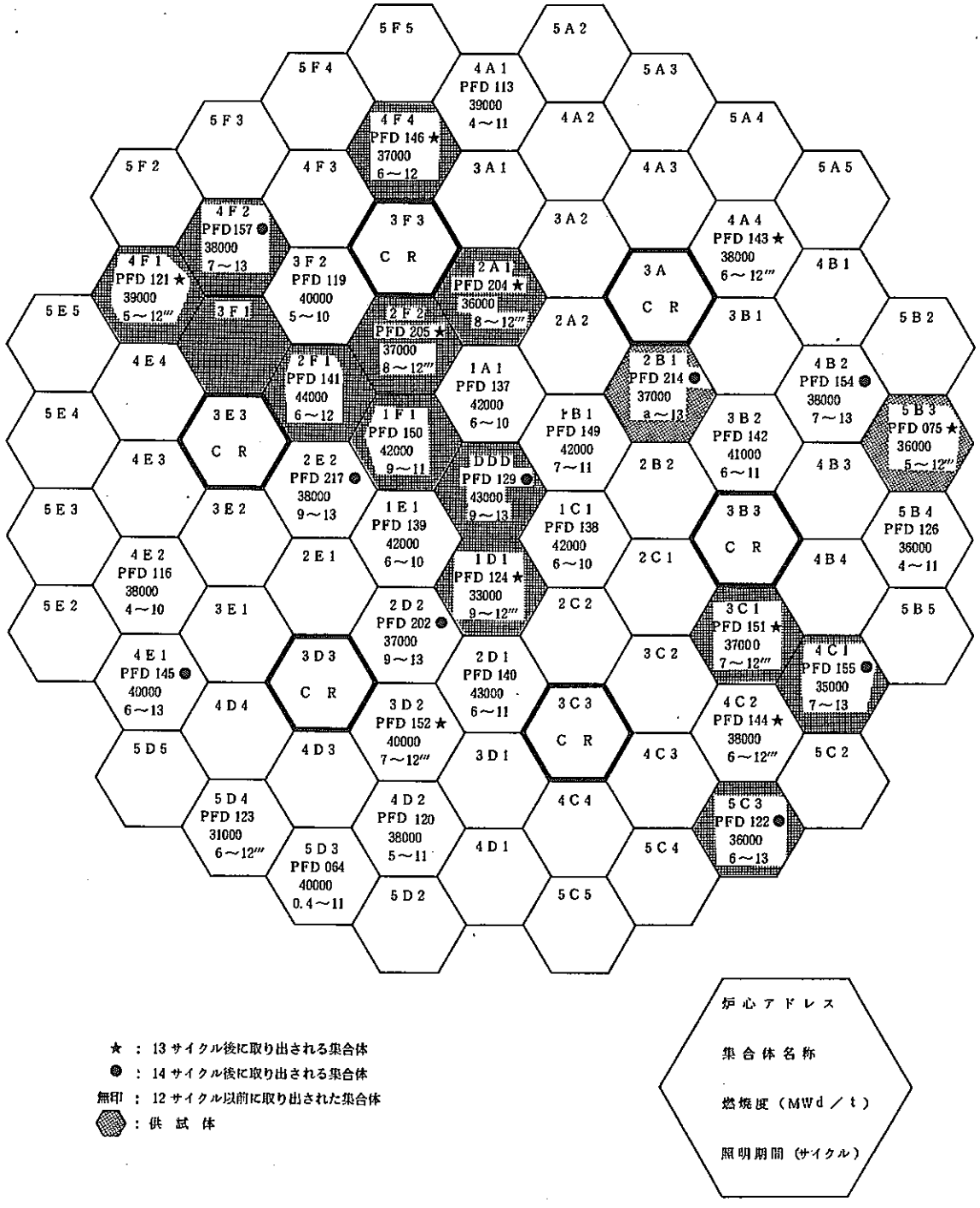


図 8.2.1　崩壊熱測定試験供試体一覧

8.3 CMIR-Oの中性子照射量解析結果

報告者：村　井（計　測Gr.）

1. 概　　要

高速実験炉「常陽」MK-Ⅱ炉心において照射されたCMIR-0（燃料材料照射用反射体）の中性子照射量を評価するため，CMIR-0に装荷されたドシメータの反応率よりスペクトルアンフォールディングを行い全中性子照射量，1.0Mev以上，0.1Mev以上の積算中性子照射量,及び損傷量を解析した。

2. 条　　件

(1) CMIR-0の照射期間及び積算熱出力

MK-Ⅱ炉心　第0サイクル

1983年2月8日～1983年7月6日

積算熱出力：2781 MWd

(2) CMIR-0の装荷されていた炉心アドレス：7F7

(3) ドシメータの種類

Fe, Ni, Cu, Co-Al, Nb-foil, Rh, Ti, $\overset{*}{\mathrm{Nu}}$, $\overset{*}{\mathrm{Eu}}$, ^{232}Th, Np

*：Vキャプセルに封入

3. 方　　法

CMIR-0に装荷されたドシメータの実測反応率，END/B-Vより作成した断面積ライブラリー"DOT3.5"による中性子スペクトル等を用いてスペクトルアンフォールディングコード"NEUPAC-JLOG"により中性子束（n/cm²• sec），損傷量（dpa/sec）の解析を行った。

4. 結　　果

積分中性子束，積算中性子照射量を表8.3.1，表8.3.2に示し，それぞれの軸方向分布を図8.3.1，図8.3.2に示す。

5. 評　　価

全中性子照射量，1.0 Mev以上，0.1 Mev以上の各中性子照射量について"MAGI"と比較した結果を表8.3.3～表8.3.5に示す。MAGI/NEUPが0.77～1.08であり，妥当な結果であると思われる。

（技－62－281）

表8.3.1 積 分 中 性 子 束

	D11 Z = −282 mm	D12 Z = +4 mm	D13 Z = +268 mm	単 位
ϕ Total	2.425×10^{15} (8.88)	4.075×10^{15} (3.64)	2.217×10^{15} (8.05)	n/cm²・sec/10MWt
$\phi > 1.0$ Mev	3.123×10^{14} (10.4)	7.353×10^{14} (10.3)	3.267×10^{14} (10.5)	
$\phi > 0.1$ Mev	1.496×10^{15} (10.9)	3.009×10^{15} (9.71)	1.525×10^{15} (10.3)	
ϕ dpa	6.838×10^{-7} (7.63)	1.430×10^{-6} (6.82)	6.982×10^{-7} (7.14)	dpa/sec/100MWt

( )内は1σ%誤差

Z：炉心中心を0としたときの軸方向距離〔mm〕

表8.3.2 積 算 中 性 子 照 射 量

	D11 Z = −282 mm	D12 Z = +4 mm	D13 Z = +268 mm	単 位
Φ Total	5.827×10^{21} (8.88)	9.791×10^{21} (3.64)	5.327×10^{21} (8.05)	n/cm²
$\Phi > 1.0$Mev	7.504×10^{20} (10.4)	1.767×10^{21} (10.3)	7.850×10^{20} (10.5)	
$\Phi > 0.1$Mev	3.595×10^{21} (10.9)	7.230×10^{21} (9.71)	3.664×10^{21} (10.3)	
Φ DPA	1.643 (7.63)	3.436 (6.82)	1.678 (7.14)	dpa

( )内は1σ%誤差

Z：炉心中心を0としたときの軸方向距離〔mm〕

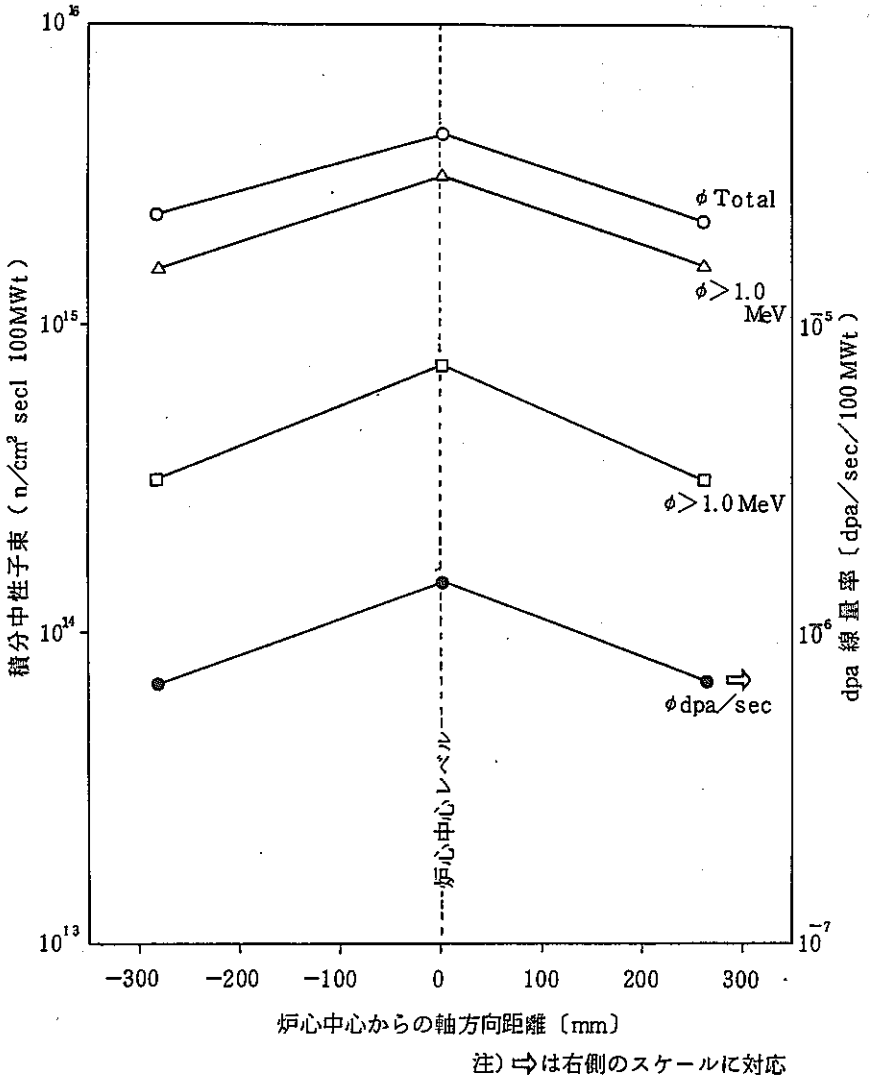


図 8.3.1　積分中性子束の軸方向分布

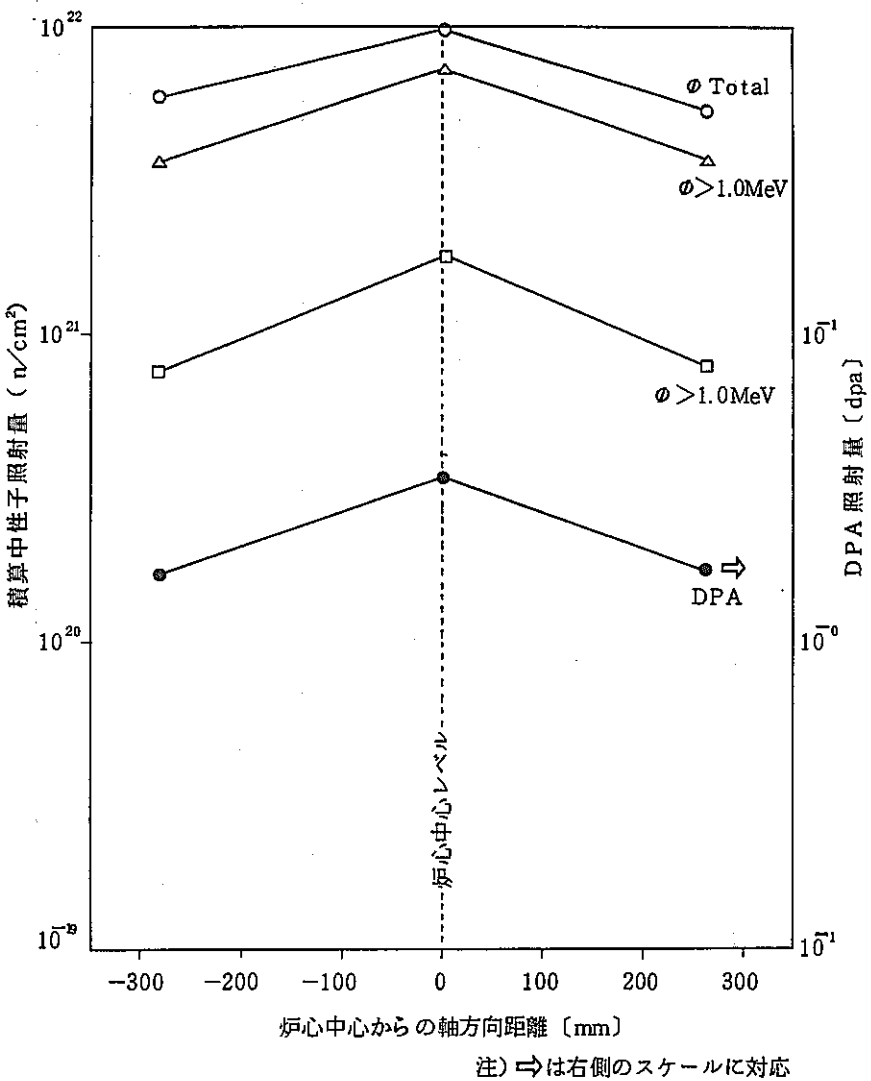


図 8.3.2　積算中性子照射量の軸方向分布

表8.3.3 中性子照射量

	D11 Z=−282 mm			D12 Z=4 mm			D13 Z=+268 mm		
	MAGI	NEUPAC	MAGI／NEUP	MAGI	NEUPAC	MAGI／NEUP	MAGI	NEUPAC	MAGI／NEUP
Total	6.284^{21}	5.827^{21}	1.078	1.031^{22}	9.791^{21}	1.053	5.460^{21}	5.327^{21}	1.025
ϕ>1.0Mev	6.443^{20}	7.504^{20}	0.859	1.355^{21}	1.767^{21}	0.767	6.046^{20}	7.850^{20}	0.770
ϕ>0.1Mev	3.688^{21}	3.595^{21}	1.026	6.906^{21}	7.230^{21}	0.955	3.430^{21}	3.664^{21}	0.936

注）右肩の数字は10のべき乗を示す。

表8.3.4 エネルギー分布（全中性子束に対するϕ>1.0Mev，ϕ>0.1Mevの相対値）

	D11 Z=−282 mm		D12 Z=4 mm		D13 Z=+268 mm	
	MAGI	NEUPAC	MAGI	NEUPAC	MAGI	NEUPAC
Total	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0
ϕ>1.0Mev	0.103	0.129	0.131	0.180	0.111	0.147
ϕ>0.1Mev	0.587	0.617	0.670	0.738	0.628	0.688

表8.3.5 軸方向分布（炉心中心レベルの値に対する相対値）

	D11 Z=−282 mm		D12 Z=4 mm		D13 Z=+268 mm	
	MAGI	NEUPAC	MAGI	NEUPAC	MAGI	NEUPAC
Total	0.610	0.595	1.0	1.0	0.530	0.544
ϕ>1.0Mev	0.475	0.425	1.0	1.0	0.446	0.444
ϕ>0.1Mev	0.534	0.497	1.0	1.0	0.497	0.474

8.4 He集積型中性子照射量測定法の開発

報告者：高　橋（計　測Gr.）

1. 概　　要

中性子照射量の新しい計測手法であるHe集積型中性子照射量測定法の開発を目的として，本方式の中性子ドジメータを高速実験炉「常陽」に挿入した場合に中性子反応によって生成するHe原子数を試算した。

2. 試算方法

(1) 中性子ドジメータ　　Vキャプセル封入B，Al及びBe

(2) 炉心装荷位置　　MK－Ⅱ炉心第5列及び第6列，燃料軸方向中心

(3) 照射条件　　反応断面積は米国の評価済核断面ライブラリーENDF／B－Ⅳ，中性子束は中性子離散座標コード"DOT 3.5"による第7サイクル運転時の解析結果を用いた。

3. 結　　果

(1) B，Al及びBeの中性子ドジメータを装荷することにより，「常陽」の全中性子エネルギー範囲（～15 Mev）で照射量の測定が可能となる。

(2) 生成，集積するHe原子数は1サイクル当り55日間運転とすれば，

B　：5.9×10^{17} He atoms／mg・サイクル

Al：1.5×10^{13}　〃

Be：7.2×10^{15}　〃

となる。

4. 問題点とその対策

He集積型中性子照射量測定法を「常陽」へ適用するため，生成集積するHe原子数を試算した結果次の問題点が提起された。その問題点と考えられる対策をまとめて表8.4.1に示す。

表 8.4.1　問題点とその対策

	問　題　点	対　策
1	Al，Be を封入するVキャプセル中に生成するHe原子数が無視できない。 Al：1.55×10^{13} He atoms／mg・サイクル Be：7.17×10^{15} 〃 V　：8.10×10^{12} 〃	ドジメータ未封入Vキャプセルを挿入，照射して分析値を補正
2	Vキャプセルの内圧上昇 生成集積するHeによるVキャプセルの内圧上昇 （特に，He生成量の多いBドジメータ封入キャプセルが問題）	BN等の化合物でBを希釈充填（秤量誤差防止） （B：0.05mg，14サイクル分で約 25 atm）
3	初期封入He量による分析精度の低下	同位体Heである^{3}Heを初期封入して照射によりドジメータ中に生成する^{4}Heを分析
4	Heの密封性の保証	初期封入^{3}He と生成^{4}He の相対値で評価

8.5 崩壊熱測定試験結果（速報）

報告者：大　元（炉心運転計画Gr.）

要　旨

第1回崩壊熱測定試験（S 62. 12. 7～S 63. 1. 21）のうち，昭和62年中に実施された5体について，その試験結果及び計算結果を示す。

以下に測定試験結果及び計算結果を示す。

集合体名	装荷位置	照　射　履　歴	燃　焼　度（MWd／t）	冷却日数（d）	崩壊熱計算結果（W）	崩壊熱測定結果（W）
PFD075	5B3	6サイクル～12サイクル	3.6×10^4	370	197 *1	220
				384	181 *1	205
PFD121	4F1	5サイクル～12サイクル	3.7×10^4	368	207 *1	229
				382	190 *1	210
PFD124	1D1	9サイクル～12サイクル	3.3×10^4	368	239 *1	253
				382	219 *1	237
PFD141	2F1 3E1	6サイクル～11サイクル 12'サイクル	4.4×10^4	396	171 *1	197
PFD150	1F1	7サイクル～11サイクル	4.2×10^4	482	181 *1	201

詳細な計算及び評価については別途報告する。

（技－62－321）

*1 崩壊熱計算コード" FPGS"より

*2 燃焼度は" MAGI "より

9. 計算機コード・マニュアルの作成と整備

本章は，技術課で実施している各種試験研究のための測定・解析及び評価検討に使用する解析コードの改良，整備や，それに伴って作成されたコードマニュアル等に関する成果をまとめたものである。

9.1 ロッドガイダー前処理プログラム構成の提案

報告者：奥　田（原子炉利用Gr.）

1. 目　的

「制御棒操作ガイドシステム（ロッドガイダー）」のプログラム改良に関連して，反応度曲線近似式，出力係数近似式の計算等を行う「ロッドガイダー前処理プログラム」の機能，及びフローチャートについて，提案する。

2. 内　容

下記，項目について検討を実施した。詳細は技メモ参照のこと。

① プログラム構成

② 使用ファイル

③ 機　能

④ 反応度曲線近似式

⑤ 出力係数近似式

⑥ CRT画面

3. 評　価

上記，近似式の作成，データ管理については，従来，PC−9801でオフライン処理していたものである。本プログラムをロッドガイダーのメインプログラムと結合させることにより，HP model 216システムでの一貫した処理が可能となる。

（技−62−213, 224）

9.2 異常診断のための雑音解析ソフトウェアシステム「NOISA」(第3版)の取扱説明書

報告者：大 山（異常監視技術Gr.）

1. 概 要

第13サイクル運転時より，旧計算機室におけるデータ収録システムが，従来のH350（日立製）よりμ-VAX（DEC製）にリプレースされた。それに伴い，炉雑音解析用ソフトウェアシステム「NOISA」においてもD/A変換プログラム（SUBSY2）とデータ較正プログラム（SUBSY3）を主に全面的に修正した。

また，炉雑音解析用ソフトウェアシステム「NOISA」プログラム群のうち，雑音解析の中核をなす，サブルーチン群「NOIPAC」についても機能の追加，修正を行なったため，この機会に新たな使用方法についてマニュアルとしてまとめることにした。

2. 主な内容

① 炉雑音用データ較正，及びデータ編集プログラムの変更

② 異常診断のための雑音解析ソフトウェアシステム「NOISA」使用方法

3. 注意事項

本技術課メモのうち①の「炉雑音用データ較正，及びデータ編集用プログラムの変更」で述べられているプログラムの使用にあたっては，第13サイクルより以降のμ-VAXシステムによって作成されたデータにのみ適用する。それ以前の各サイクルで収録された炉雑音データの解析にあたっては，前報告書（異常診断のための雑音解析ソフトウェアシステム"NOISA"使用法*）を参照されたい。

（技－62－252）

* SN9410 86-051（技－60－296）

9.3 GEYSER NLP出力プログラム(NLPGY)取扱説明書

報告者：杉　江（異常監視技術Gr.）

高速実験炉「常陽」のプラントデータベースGEYSERを用いて，「常陽」の運転履歴を，NLP（日本語ラインプリンタ）に図形出力するプログラムNLPGYがある。

NLPGYには，3つのタイプがあり，それぞれロードモジュールおよびコマンドプロシジャによって区別されている。

以下にそれぞれのNLPGYの機能について説明する。

(1) GEYSER

オリジナルのNLPGYであり，指定された期間，指定された入力点のトレンドおよびXYプロットを同時に出力する。

(2) GEYSERD

指定された期間，指定された入力点のトレンドを出力し，かつ選択された時，XYプロットを同時に出力する。

(3) GEYSERZ

指定された期間，指定された入力点について，トレンドあるいは入力点間の偏差を，選択によりどちらか一方を出力する。

本メモでは，それぞれのNLPGYについて，その起動方法およびデータファイルの作成方法について紹介している。

ここでは，GEYSERZの出力結果例を図9.3.1，9.3.2に示す。

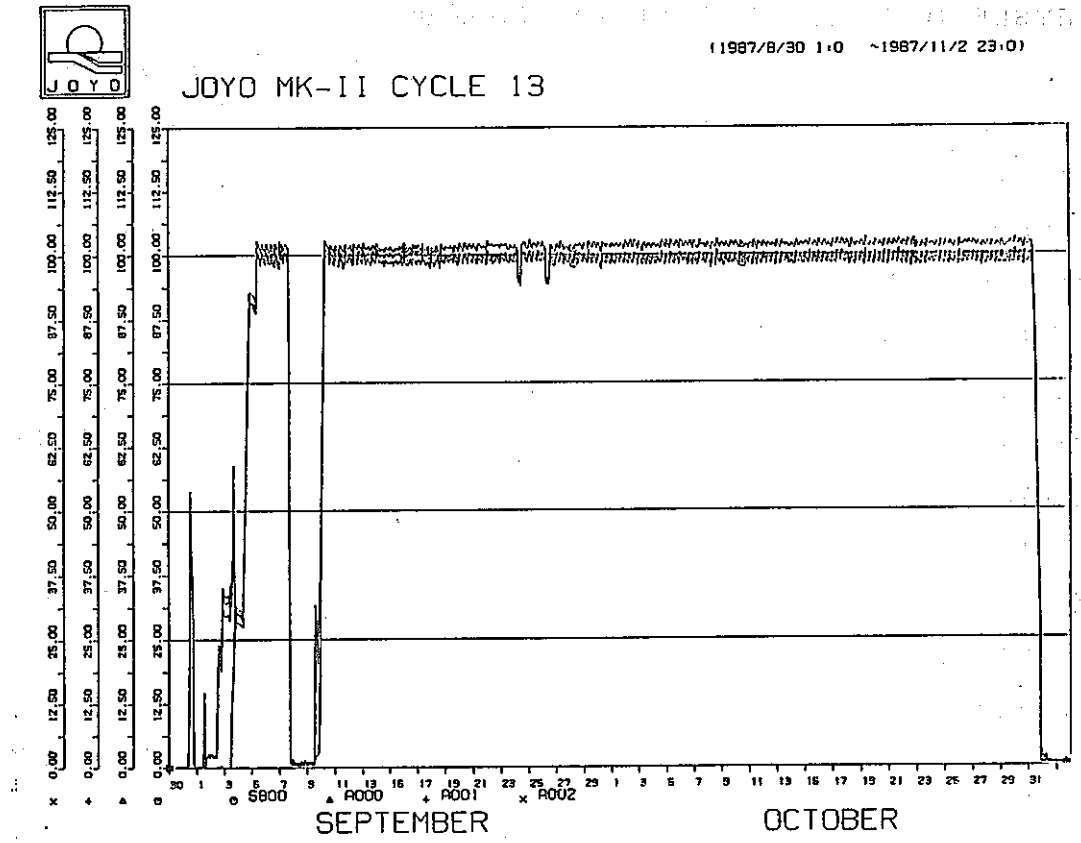


図9.3.1　GEYSERZの出力結果例(1)

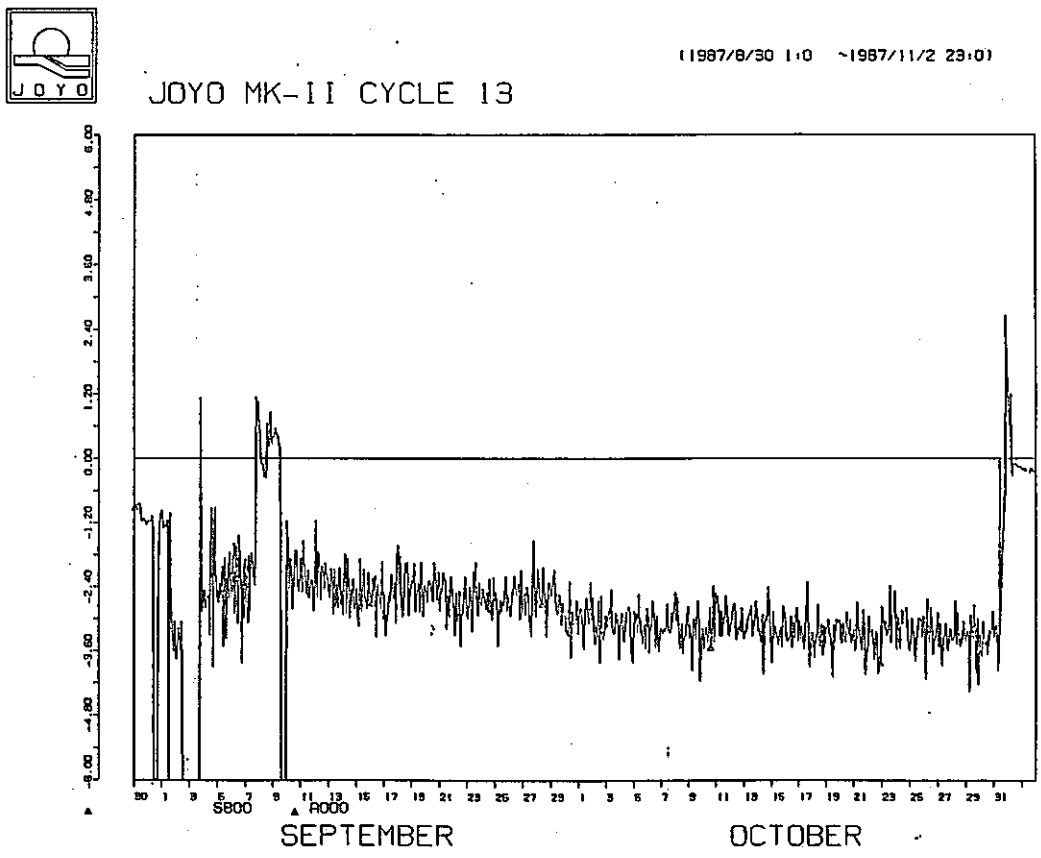


図9.3.2　GEYSERZの出力結果例(2)

10. 高熱燃焼度試験のための設置変更準備

本章は，高燃焼度試験のための設置変更に係る報告をまとめたものである。

10.1 「2次冷却材流量減少」事象の過渡変化

報告者：池　田（原子炉利用Gr.）

1. 目　的

FBR指針に基づき，新たに掲題を「運転時の異常な過渡変化」の想定事象として追加する。

2. 評価方法

評価するに当り，新たに計算する代りに以下のデータをもとに算出した。

(1) ZJ206 75－10(3)　「常陽」照射用炉心詳細設計動特性安全解析書

(2) 高速実験炉設置変更許可申請書（その10）　昭和61年7月

3. 評価結果

過渡変化として，①燃料平均温度　②出力　③2次冷却材温度　④冷却材最高温度　⑤冷却材入口温度を表10.1.1，図10.1.1に示す。

4. 評　価

上記により，FBR指針に基づき，「2次冷却材流量減少」事象の過渡評価が得られた。

表 10.1.1 「2次冷却材流量減少（2次主ポンプトリップ：評価値）」の過渡変化

時　間 (S)	燃料平均温度 (℃)	炉容器入口温度 (℃)	出　力 (%)	2次冷却材流量 (℃)	冷却材最高温度 (℃)	冷却材入口温度 (℃)
0	1100		100	100	630	370
40	435		10.0	13.4	406	383
80	428		5.0	10.6	422	412
120	417		3.6	10.1	411	403
160	402		2.9	9.8	394	386
200	388	—	2.56	9.8	382	373
240	381		2.45	9.8	376	369
280	378		2.28	9.8	373	365
320	374		2.22	9.8	368	360
360	370		2.16	9.8	365	357
400	368		2.11	9.8	363	354

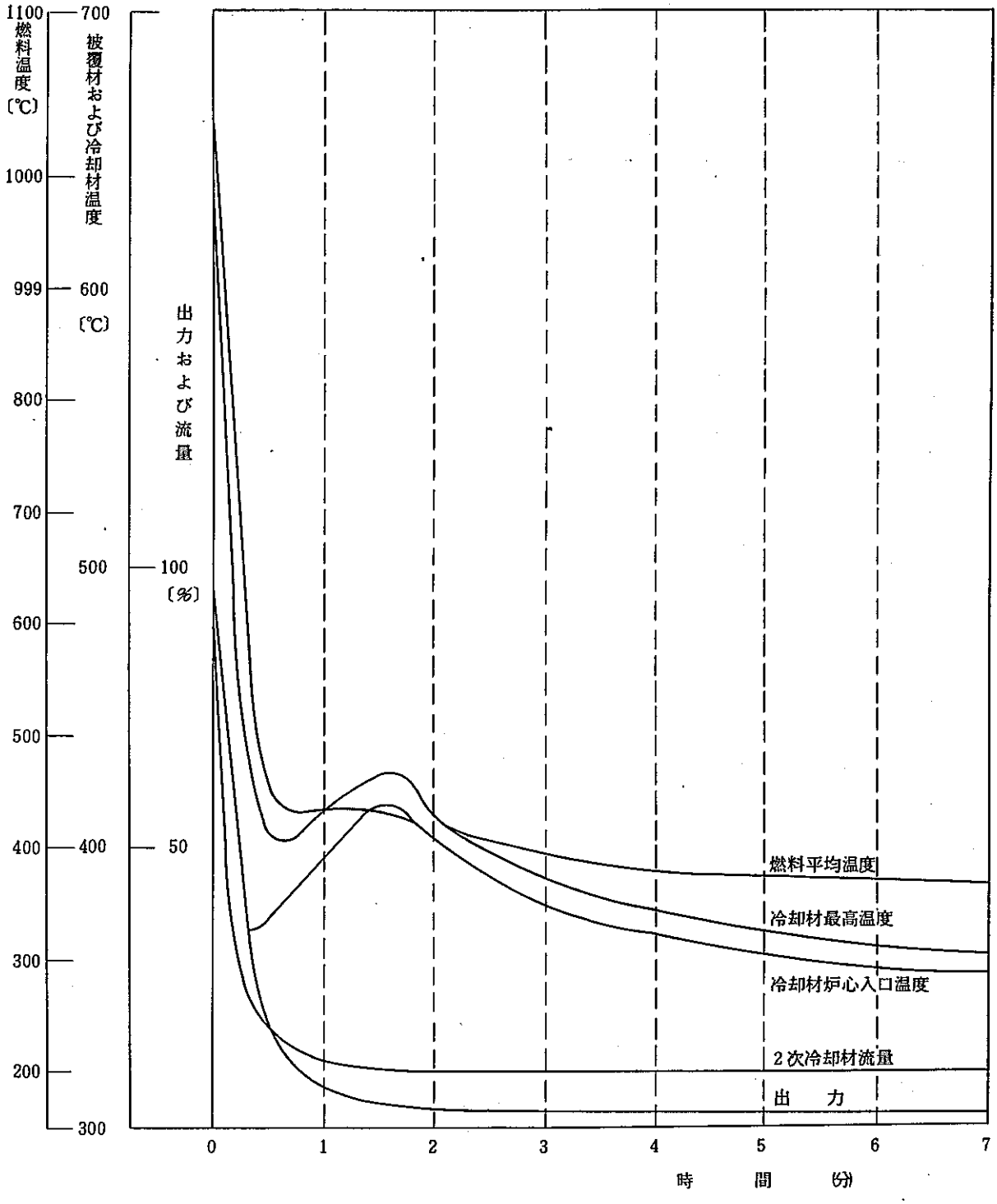


図 10.1.1　2次冷却材流量減少

10.2 高燃焼度試験時のＦＰガス放出事象１次冷却ポンプ出力喪失時の出力変化

報告者：池　田（原子炉利用Gr.）

1. 目　的

「高燃焼度試験時のＦＰガス放出事象の安全評価」（炉工学室へ依頼）の件につき，掲題のデータ支給の為にまとめる。

2. デ ー タ

「常陽」の設置許可変更申請書，添付書類十の解析結果を整理し，以下のようにまとめる。

時　間〔S〕	比 出 力〔%〕
0.0	100
0.04	99.8
0.08	99.5
0.12	99.3
0.16	99.0
0.20	98.8
0.40	97.5
0.60	96.3
0.80	94.5
1.00	91.3

時　間〔S〕	比 出 力〔%〕
1.20	77.0
1.40	32.0
1.60	10.5
1.80	8.8
2.00	8.5
3.00	7.5
4.00	6.3

3. 評　価

本データは，ＦＰガス放出事象の安全評価に利用される。

10.3 FBR指針に基づく事故分類

報告者：池　田（原子炉利用Gr.）

1. 目　　的

前年度の予備解析の結果を踏え，FBR指針に基づく「常陽」の添付書類十における「運転時の異常な過渡変化」及び「事故」の想定事象について表10.3.1，表10.3.2にまとめる。

2. 設置変更（その10）の局説明との違い

(1) 運転時の異常な過渡変化

1次冷却材流量減少，2次冷却材流量減少，主冷却器空気減少を追加する。

(2) 事　　故

冷却材流路閉塞事故の想定を「もんじゅ」ベースとして解析を追加する。

（従来，防止対策のみ。）

3. 評価の実施方法

(1) 解析条件

従来通りとする。新たに追加する事象も類似の想定する。

(2) 事故解析

① ポンプトリップ等は従来の解析例から申請書記載の類似の事象と整合するように評価する。

② 従来記載のないNa入口温度，Na出口温度等は従来の解析例を利用する。

③ 冷却材閉塞事故，局所燃料破損事故，1次主冷却配管大口径破損，燃料取扱事故及びNa火災事故の評価を行う。

4. 評　　価

本資料により，想定事象及びその扱いについて整理された。

（技－62－210）

表 10.3.1 「常陽」の運転時の異常な過渡変化（案）

評価すべき事象	選定事象	現行申請書との対応	備考
炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化	未臨界状態からの制御棒の異常な引抜き	起動事故	現行と同じ
	出力運転中の制御棒の異常な引抜き	出力運転時制御棒引抜事故	現行と同じ
炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化	1次冷却材流量減少	－	1次系主循環ポンプ1基のトリップを追加
	外部電源喪失	電源喪失事故	現行と同じ
	2次冷却材流量減少	－	2次系主循環ポンプ1基のトリップを追加
	主冷却器空気流量減少	－	主冷却器送風機1台のトリップを追加
ナトリウムの化学反応	－	－	「もんじゅ」の「蒸気発生器伝熱管小漏えい」に該当する設備はない。

表10.3.2 「常陽」の事故（案）

評価すべき事象	選定事象	現行申請書との対応	備考
炉心内の反応度の増大	－	－	
	燃料スランピング事故	燃料スランピング事故	現行と同じ
	冷ナトリウム事故	1次系冷却材流量の急上昇事故 2次系冷却材流量の急上昇事故 主冷却器空気流量の急上昇事故	現行と同じ
炉心冷却能力の低下	冷却材流路閉塞事故	－	燃料要素サブチャンネルの閉塞を想定＼ 燃料要素1本のFPガス放出を想定　／
	1次主冷却系循環ポンプ軸固着事故	1次冷却系ポンプ出力喪失事故	現行と同じ
	2次主冷却系循環ポンプ軸固着事故	2次冷却系ポンプ出力喪失事故	現行と同じ
	主冷却器送風機軸固着事故	主冷却器送風機出力喪失事故	現行と同じ
	1次冷却材漏えい事故	1次冷却系における破損事故	現行と同じ
	2次冷却材漏えい事故	2次冷却系における破損事故	現行と同じ
廃棄物処理設備に関する事故	廃棄物処理設備の破損事故	廃棄物処理設備の破損事故	現行と同じ
原子炉カバーガス系に関する事故（1次アルゴンガス漏えい事故）	原子炉サービス系の破損事故	原子炉サービス系の破損事故	現行と同じ
燃料取扱いに伴う事故	燃料取扱事故	－	追加

＊「冷却材流路閉塞事故」は現行申請書では起り得ない事故として排除している。

（注記）「ナトリウムの化学反応」，「燃料取扱いに伴う事故」については現行申請書では評価していない。（許認可時に評価を要求される可能性がある）

10.4 冷却材流路閉塞事故の予備評価

報告者：池　田（原子炉利用Gr.）

1. 目　　的

FBR指針に基づき，事故分類を行うことにより，新たに「冷却材流路閉塞事故」について評価が必要となる。このため，既存の照射用炉心の安全評価の結果から評価を行なった。

2. 主な結果

(1) 1セル完全閉塞事故

被覆管内厚中心温度（ホットスポット）は約2秒後，約100℃温度上昇し，その後安定する。図10.4.1参照

(2) FPガスインピンジメント事故

被覆管肉厚中心温度（ホットスポット）は約0.5秒後，約65℃温度上昇し，数秒でFPガスは放出が終わる。図10.4.2参照

3. 問 題 点

(1) 1セル完全閉塞事故

解析結果のグラフ（付録添付）が目もりが粗く（1cm100℃）十分な精度で読みとれない。

(2) FPガスインピンジメント事故

2相流時の熱伝達係数として「常陽」では2W／cm²℃，「もんじゅ」では1W／cm²℃を用いている。

4. 評　　価

本資料により新指針に基づく変更のうち，冷却材流路閉塞事故について予備的知見が得られた。今後行うコードによる評価の参考とする。

表 10.4.1　冷却材流路閉塞事故－「常陽」と「もんじゅ」の比較

項　　目	「常　　陽」	「もんじゅ」
1.　1セル完全閉塞事故		
①　解析方法	FALLコードによる単ピン熱過渡解析	同　　左
②　解析条件	SUS材が炉心上端で突然つまる。	同　　左
③　解析結果	被覆管温度上昇は約 100 ℃*と推定する。 *　検討評価(III)：被覆管内面温度（ノミナル値）で85℃の上昇	被覆管温度上昇は約 55 ℃
2.　FPガスインピンジメント事故		
①　解析方法	1.に同じ	1.に同じ
②　解析条件	a）炉心上端で破損孔（直径 0.3～0.4 mm）の穴が発生する。 b）熱伝達係数は 2 W／cm²℃とする。	a）破損孔（直径 0.2 mm） b）熱伝達係数は 1 W／cm²℃とする。
③　解析結果	被覆管温度上昇は約 60 ℃**と推定する。 **　検討評価(III)：被覆管内面温度（ノミナル値）で 55 ℃の上昇	被覆管温度上昇は 85 ℃

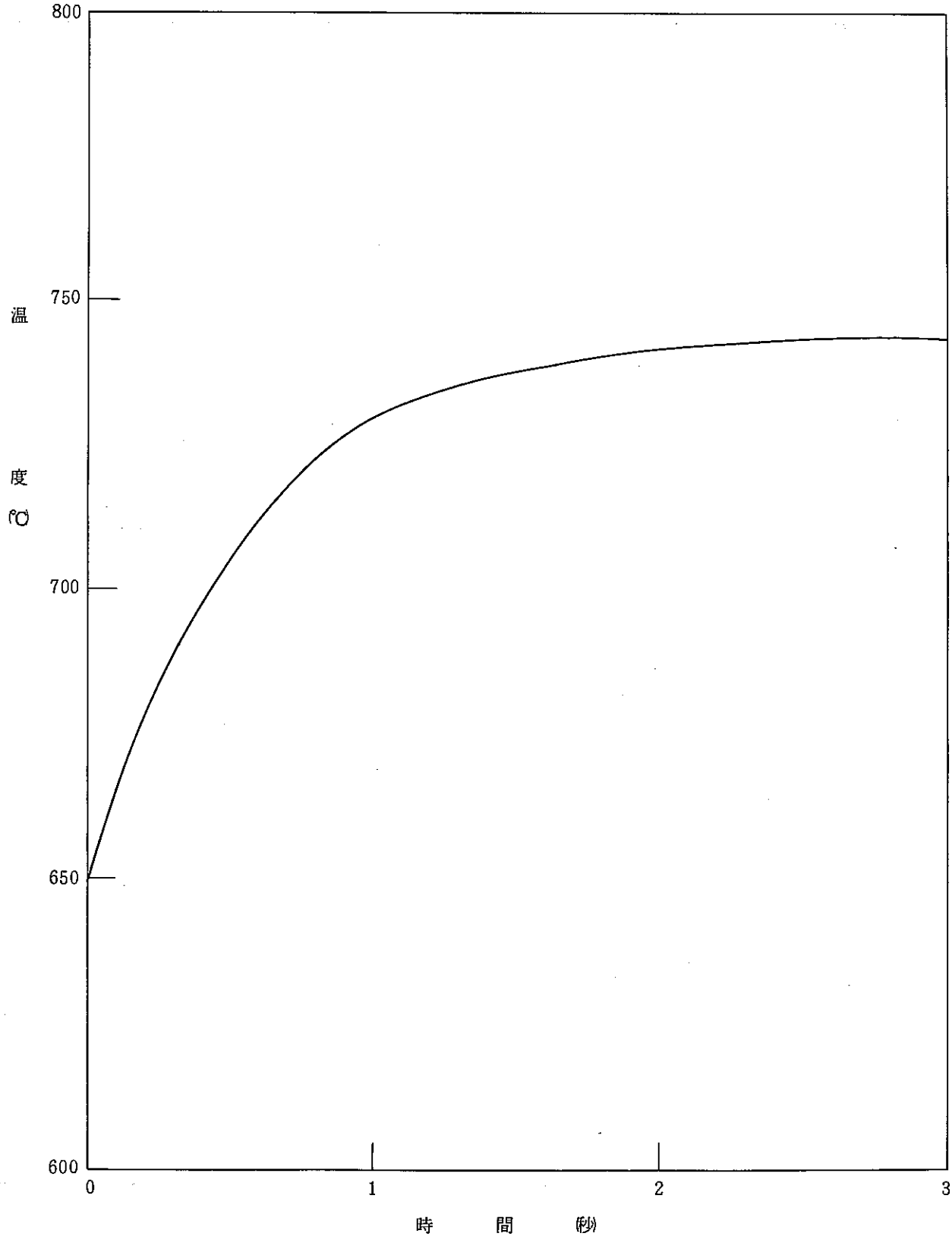


図 10.4.1　冷却材流路閉塞事故(2)
流路閉塞による被覆管温度変化

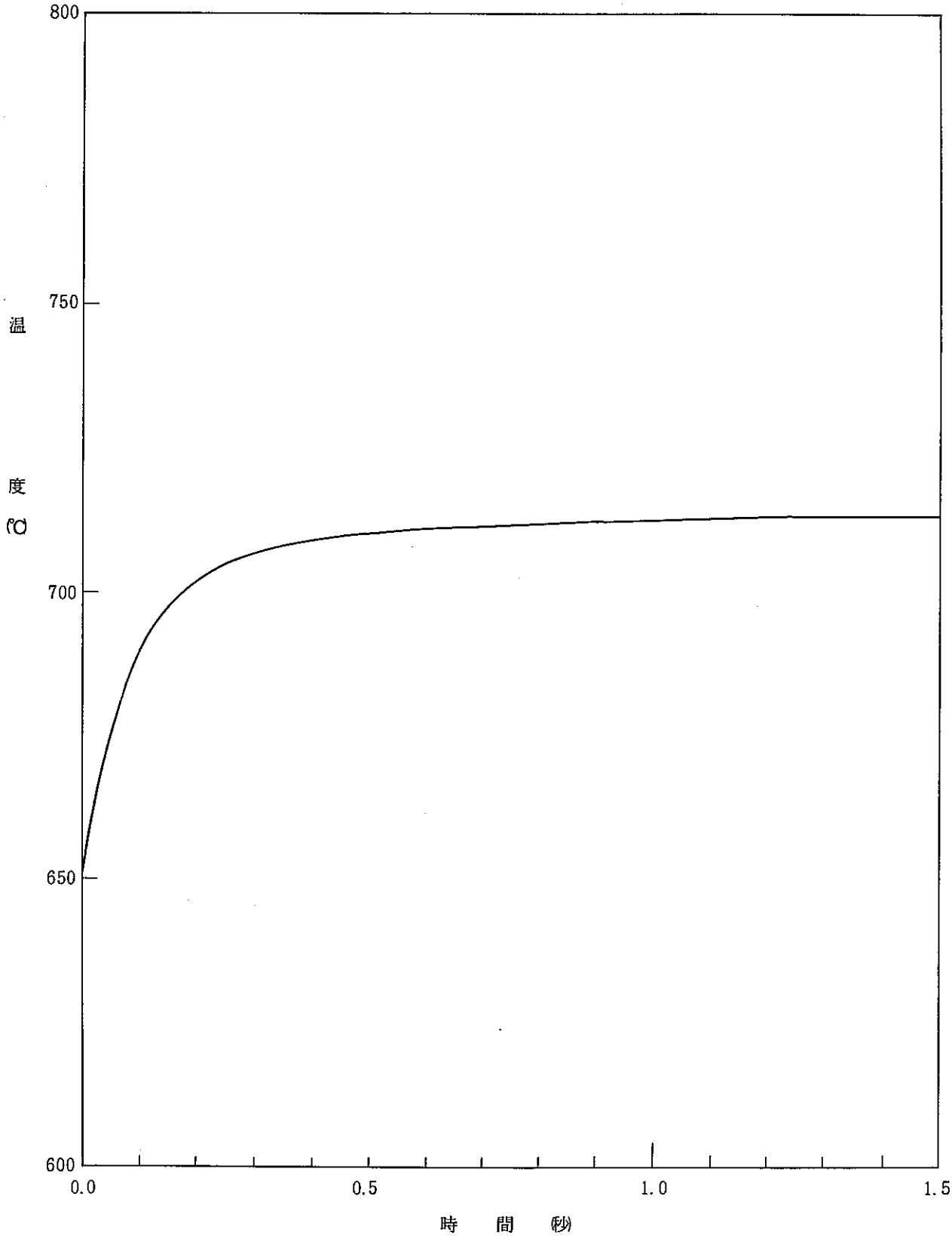


図 10.4.2　冷却材流路閉塞事故(2)
核分裂ガスジェット衝突による隣接燃料被覆管温度変化

10.5 「集合体内局所閉塞事故」の調査

報告者：池　田（原子炉利用Gr.）

1. 目　　的

局所閉塞事故解析は，①燃料性能実証試験に係る安全評価　②FBR指針に基づく申請書の変更においてともに必要となる。このため，「常陽照射用炉心安全解析・検討評価(III)」における解析例の要約をまとめる。

2. 想定事象

(1) 局所閉塞事故

(2) FPガス放出事故

(3) 集合体入口ノズル閉塞事故

(4) 局所溶融燃料放出事故

(5) ラッパ管溶融貫通事故

3. 事故解析

事故解析の結果を表10.5.1に示す。

4. 評　　価

新指針にもとづく申請書の書き換えに必要な知見が得られた。

表 10.5 1　集合体内局所事故の調査（1／2）

事　　象	結　　果
1. 局所閉塞事故	
(a) 冷却材少数セル閉塞事故	(1) 燃料による1セル閉塞の場合，被覆管最高温度は，940℃で，被覆管破損のしきい値（850～900℃）をわずかに超える。 (2) SUSによる3セル閉塞の場合，被覆管最高温度は1130℃で破損しうる。 (3) 燃料による3セル調整の場合，被覆管最高温度は1400℃，燃料最高温度は，2650℃を超え，被覆管破損，燃料溶融が発生する。
(b) 燃料ピン表面付着事故	(1) 付着物がSUSの場合，被覆管の温度上昇は炉心中央及び上端とも100℃以下であり，破損は生じない。 (2) 付着物が燃料の場合，被覆管は溶融する。また，炉心中心部では燃料が溶融し被覆管外へ放出しうる。
(c) 燃料ピン湾曲，変形事故解析	(1) 単ピン湾曲による2ピン接触の場合，最大湾曲点で冷却材温度30℃上昇，下流側で約50℃の上昇となり，冷却材沸騰に至らない。被覆管内面温度も最大湾曲点で606℃であり，被覆管破損に至らない。 (2) 単ピン湾曲による3ピン接触の場合，冷却材温度は，最大湾曲点で44℃上昇，下流側で60～70℃上昇となり，冷却材沸騰に至らない。被覆管最高温度は678℃で被覆管破損に至らない。 (3) 6ピン湾曲で流路の縮少割合が50％の場合，冷却材温度は湾曲点で52℃，下流で100℃の上昇となり，冷却材の沸騰及び被覆管破損は生じない。 (4) 6ピン湾曲で流路の縮少が70％の場合，冷却材温度は最大湾曲点で124℃，下流で240℃となり，冷却材沸騰に至らない。被覆管最高温度は822℃で破損が生じうる。
2. FPガス放出事故	
(a) ガスインピンジメント事故	被覆管最高温度は炉心中央で約90℃，炉心上端で約55℃上昇した。
(b) FPガス巻き込み事故	被覆管破損に至る条件は，ボイド率0.34，体積流量で約5420 cm^3/s，（入口圧力4 kg/cm^2 で約4 g／s）に相当する。
(c) FPガスバースト事故	(1) 20本同時破損の場合，ガスに約0.26秒おおわれ，被覆管最高温度は約810℃に至る。 (2) 40本同時破損の場合，ガスに約0.47秒おおわれ，被覆管最高温度は約980℃に至る。
3. 集合体入口閉塞事故	
(a) 入口閉塞割合と流量との関係	入口閉塞割合が50％の場合，流量は第1流量領域で17％低下，第5流量領域で，48％低下する。又，入口閉塞割合が80％の場合，流量は第1流量領域で53％低下，第5流量領域で79％低下する。
(b) エントランスノズルと連結管とのズレ	(1) 径方向30°（最大）のズレの場合，第1流量領域で約20％，第5流量領域で約45％低下する。

表10.5 1　集合体内局所事故の調査（2／2）

事　　象	結　　果
と流量との関係	(2) 軸方向1.2 cm（最大）のズレの場合，第1流量領域で約30％．第5流量領域で52％低下する。
(c) 流量低下の影響	(1) 55％以下の流量低下では沸騰は生じない。又，55％以上の流量低下では沸騰は周期的に発生，消滅をくりかえす。 (2) 80％の流量低下ではドライアウトを生じ，被覆管最高温度は900℃から1200℃の間を振動し，破損に至る。
4. 溶融燃料放出事故	溶融燃料0.5 kgの場合，熱電対の応答遅れ5秒で集合体出口温度計は8℃の上昇，溶融燃料が1 kgの場合17℃の上昇が検知される。
5. ラッパ管溶融貫通事故	溶融燃料が放出後1.3秒で冷却材沸騰，4秒後にラッパ管が溶け落ち，更に隣接のラッパ管にラッパ管のSUS及び燃料が接触するが，隣接のラッパ管の健全性は維持され，20秒後に事象は収束する。

10.6 想定事象の現状と対策

報告者：池　田（原子炉利用Gr.）

1. 目　的

FBR指針に基づく想定事象について，評価すべき特性，現行申請書における扱い及びその対策についてまとめる。

2. 検討内容

2.1 想定する事象の評価すべき特性

「運転時の異常な過渡変化」及び「事故」について「もんじゅ」をベースとしてまとめる。

2.2 想定する事象の現状と対策

「運転時の異常な過渡変化」及び「事故」についてまとめる。

2.3 主な問題点

(1) Ｊ２燃料では冷却能力不足の事象の場合被覆管温度（基準値810℃）が厳しい。しかしながら，現行申請書では，冷却材温度のみが記載されている事象があり，評価する必要がある。

(2) 「出力運転中の制御棒の異常な引抜き」については，初期出力状態をパラメータとして被覆管最高温度，冷却材最高温度の最大となるケースについて検討する必要がある。

(3) 「１次系（２次系）の冷却材流量減少」「主冷却器空気流量減少」の事象について燃料最高温度，被覆管最高温度，冷却材最高温度の評価が必要である。

(4) 「１次系冷却材漏洩事故」の過渡変化を新に解析条件を設定し，評価する必要がある。

(5) 「２次系冷却材漏洩事故」のＮａ火災の記述について検討する必要がある。

10.7 ナトリウム燃焼を伴う事象の調査

報告者：池　田（原子炉利用Gr.）

1. 目　　的

ナトリウム火災は，FBR指針及びそれを反映した「もんじゅ」設置変更許可申請書において，従来にくらべ取扱い，その解析方法に違いがある。このため変更申請における扱いを検討する。

2. 検討方法

(1) 「もんじゅ」と「常陽」との申請書比較

各評価項目の比較を表10.7.1に示す。

(2) 従来の事故解析例

詳細設計及び特性解析での主要な結果を表10.7.2に示す。

3. 主要な問題点

(1) 被曝評価

「コールドトラップからのNa漏洩事故」は「もんじゅ」の場合，「1次冷却材漏洩事故」時のヨウ素の放出及び小児甲状腺被曝量を上回る。「常陽」についても同様の結果が推定される。

(2) 漏洩ナトリウムの熱的影響

「2次冷却材漏洩事故」の漏洩ナトリウムの熱的影響はその気密性の上から，鋼壁温度及びコンクリート壁温度が健全性上厳しくなる。

4. 評　　価

本資料により，新指針への適用及び従来の経緯等現状の問題点について整理された。

表10.7.1　Na燃焼を伴う事象とその評価項目 −「もんじゅ」と「常陽」との比較−

事象＼評価項目	「もんじゅ」			「常陽」		
	炉心冷却能力の解析	漏洩ナトリウムによる熱的影響	被曝評価	炉心冷却能力の解析	漏洩ナトリウムによる熱的影響	被曝評価
1次冷却材漏洩事故	○	○	○		− 2重管	− 2重管
原子炉停止中における1次冷却材漏洩事故	−			−	○	放出放射能のみ
ダンプタンクからのNa漏洩事故	−	○	○	−		
コールドトラップからのNa漏洩事故	−	○	○	−		
オーバフロー系からのNa漏洩事故	−	○	○	−	−	
2次冷却材漏洩事故	○	○	−	最高入口（出口）温度のみ ㊟		−

○：記載のあるもの　　−：記載を要しないもの　　空白：記載のないもの

㊟：詳細設計で解析例あり，但し，燃料最高温度，被ふく管肉厚中心温度及び冷却材最高温度なし。

表10.7.2 「原子炉停止中の1次冷却材漏洩事故」の解析例

事象／評価項目	詳細設計				特性解析	
解析条件	壁面構成A＊ 保温材燃焼 1室モデル	壁面構成B＊ 保温材燃焼 同左	壁面構成A 保温材燃料なし 同左	壁面構成B 保温材燃焼なし 同左	壁面構成A(?) 保温材燃焼 2室モデル＊ Na漏洩量116 m^3	同左 同左 同左 Na漏洩量90 m^3
①ガス最高温度(℃)	183.6 (32分)	181.1	183.5	181.0	215.3 (2.8時間)	177.1 (4.72時間)
②格納容器内圧 (kg/cm^2)	0.524 (20分)	0.515	0.523	0.515	0.137 (48分)	0.125 (65分)
③鋼壁最高温度(℃)	111.0 (60分)	107.4	110.9	109.4	128.2 (4.86時間)	117.2 (8.6時間)
④コンクリート壁最高温度(℃)	81.8 (130分)	80.6	81.7	81.0	109.9 (6.6時間)	104.7 (11時間)

(A分)：上記の値に事故発生後A分後到達する。

10.8 燃料性能実験設備の概要

報告者：池　田（原子炉利用Gr.）

1. 燃料性能実証試験の概要

燃料性能実証試験は以下に述べる高燃焼度試験及び高線出力試験からなる。高燃焼度試験とは，試験用要素の被覆管が原子炉内での使用期間の長期化に伴って生じる諸要因，たとえば核分裂生成物の蓄積による被覆管の内圧上昇等の原因で開孔するまで照射を行い，被覆管の性能を評価する試験である。

また，高線出力試験とは，出力を高密度化することによりペレットの中心部を溶融させ，燃料ペレット等の熱伝達特性を評価する試験である。その目的とするところは，燃料の高燃焼度，高線出力化により，高速増殖炉の燃料サイクル費の低減及びプラント稼働率の向上あるいは炉心のコンパクト化によるプラント建設費の低減を図るための設計データを取得することにある。

尚，燃料性能実証試験に係わる実験設備を総称して燃料性能実験設備と呼ぶ。

2. 燃料性能実験設備と試験方法

2.1 高燃焼度試験

(1) 実験設備

高燃焼度試験は，予備照射により，試験用要素が13万MWd／t（特殊燃料集合体の最高要素軸方向平均燃焼度相当）に至った後，これを未照射の予備試験用要素とともにB型あるいはC型特殊燃料集合体相当の試験用集合体に装荷して試験用集合体とする。

このとき，B型の場合試験用要素はコンパートメントにつき1本，C型の場合六角管の中に最大6本装荷する。

(2) 試験方法

試験用要素の照射条件が以下のとおりになるように試験を行う。

最大線出力密度	385 W／cm
被覆管最高温度	675 ℃
燃　焼　度	130,000 ～ 200,000 MWd／t
フルエンス	1.6×10^{23}～2.4×10^{23} n／cm² （E＞0.1 Mev）

高燃焼度試験中にカバーガス法等により試験用要素の破損を検出した時点で原子炉を停止し，試験用集合体を取り出す。取り出された試験用集合体は分解して開孔した試験用要素を摘出し新試験用要素と取り替える。再組立てされた試験用集合体は，次期の適当な照射サイクルから照射を再開し，残りの試験用要素が開孔するまで照射する。ただし，試験用要素が燃焼度200,000 MWd／tを超えても破損に至らない時は，その照射サイクルの終了をもって高燃焼度試験を終了する。

（技－62－243）

2.2 高線出力試験

(1) 実験設備

高線出力試験では，B型特殊燃料集合体相当の試験用集合体の各コンパートメントに未照射の核分裂性物質を試料として封入した試験用要素をコンパートメントに各4本，計24本装荷する。

このとき，各試験用要素は下表に示すように，燃料密度，被覆管－ペレット間ギャップ及び封入したガス組成を変えたものを装荷し，各パラメータと燃料の溶融との相関がみられるようにする。

主要パラメータの範囲

ケース	ペレット径 (mm)	初期ギャップ幅 (μm)	燃料密度 (%TD)	O/M	溶融に至る線出力予測値 (W/cm)
1	6.59	110	87, 91	1.96	518, 535
2	6.54	160	87, 91	1.96, 1.99	473, 527
3	6.49	210	91, 95	1.96	488, 542
4	6.44	260	91, 95	1.96	460, 489
5	6.54, 6.49	160, 210	95	1.96, 1.99	488, 571

(2) 試験方法

試験用要素の照射条件が以下のとおりになるように試験を行う。

燃焼度：～0（新燃料に対し実施）

線出力：540W/cm以下…（特殊試験用要素，Ⅲ型燃料ピンの制限出力相当。）

被覆管温度：最大出力時（540W/cm）に約700℃（大型炉条件とほぼ同じにする。）

冷却材流量：1コンパートメント当たり約270g/s

装荷位置：第2列を想定。炉出力100%以下で炉出力の調整により540W/cmが達成できるように装荷位置を設定する。

また，出力履歴は図10.8.1のとおりとする。

3. 燃料性能実験設備の安全設計の考え方

燃料性能実験設備の試験用集合体の設計は，装荷する試験用要素の被覆管が開孔あるいは内蔵する試料の中心部が溶融するものであることから，その設計にあたっては，以下の点について十分配慮したものとする。

(1) 被覆管の開孔を目的とする試験用要素を除く試験用集合体の構造及び材料は，適切な強度，耐食性，耐放射線性等を有するとともに輸送及び取扱中に過度の寸法変化を生じない設計であること。

(2) 被覆管の開孔を目的とする試験用要素の構造及び材料は，計画的な要因及び予想し得る要因以

外の要因による破損に対する考慮が必要であること。

(3) 試験用集合体は，試験の実施に伴って生ずる事象を考慮しても，周辺公衆及び従事者の放射線被ばくを実用上可能な限り低減するために定められた「常陽」における気体廃棄物処理施設及び放射線管理施設の設定値に変更を生じない設計であること。

(4) 試験用集合体は，通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に，試験用要素の被覆管の開孔に起因して隣接する予備試験用要素が破損しない設計であること。

(5) 試験用集合体は，その異常または故障によって原子炉の安全を損なわないことに対する考慮が必要であること。

(6) 試験用集合体は，「常陽」の冷却材及びカバーガス中の核分裂生成物濃度をそれぞれ監視する機能を有する遅発中性子検出法及びプレシピテータ法による燃料破損検出設備において，試験用要素の被覆管の開孔に伴って放出される核分裂生成物を確実に検出できるように配慮した設計であること。

(7) 試験用集合体は，原子炉内における使用期間中を通じ運転中の原子炉に過度の反応度変化を与えない設計であること。

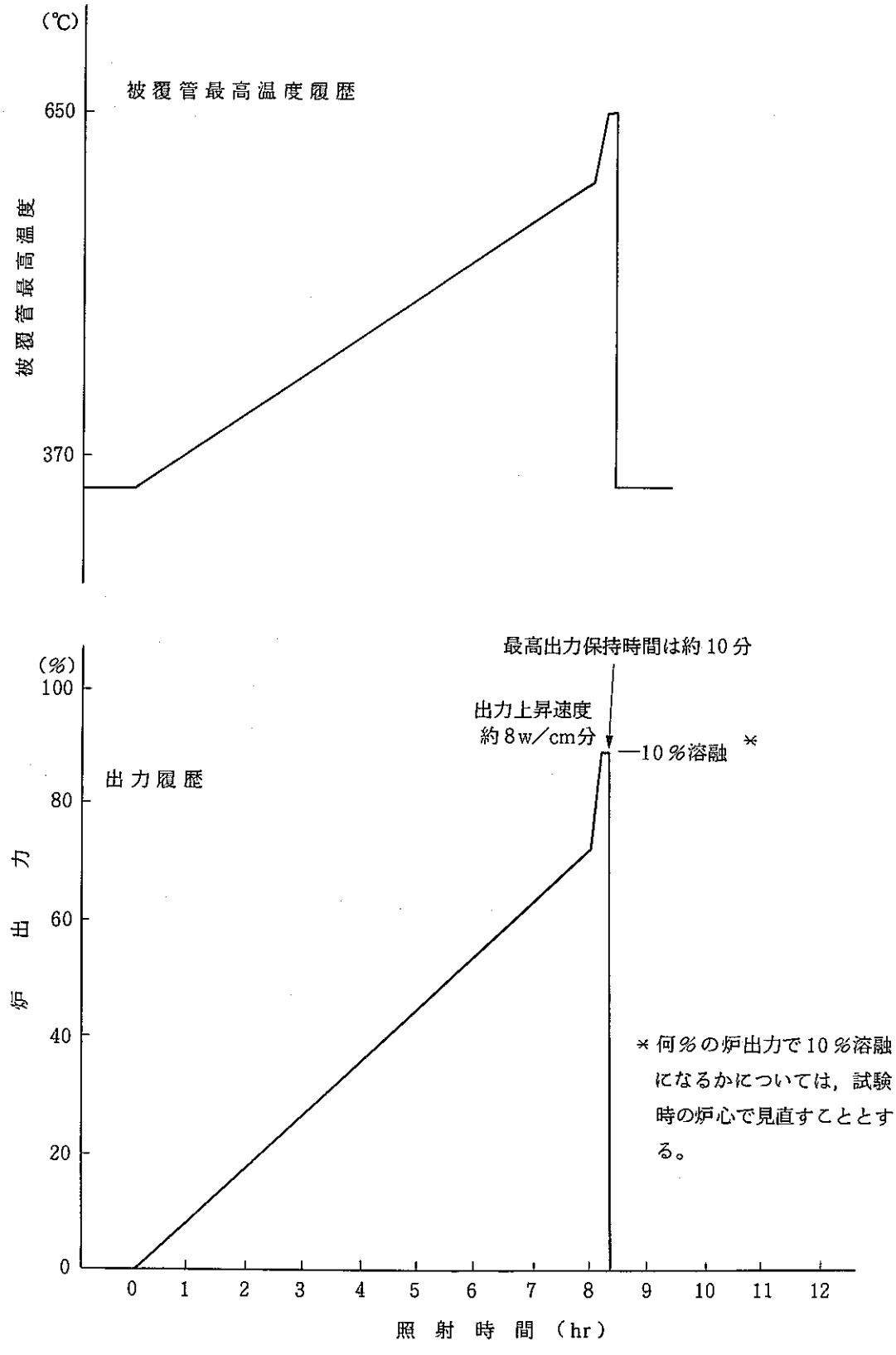


図 10.8.1　高線出力試験出力履歴

10.9 EBR-ⅡのRBCB試験の為の最終安全解析書

報告者：池　田（原子炉利用Gr.）

1. 目　　的

燃料性能実験設備に係る安全評価の参考とする為，EBR-ⅡのRBCB-K2A，-K2B及び，-K2C試験の最終安全解析書の要約をまとめる。

2. 項　　目

(1) 不確かさの設定

(2) 通常運転時の安全性

(3) 異常時の安全性

(4) 被覆管カプセルの安全性

(5) 試験用要素の継続照射の安全性

(6) 予想されるRBCB試験時の挙動

(7) その他の安全性

3. 主要な知見

(1) FPガス放出事象

① LOF型の「運転時の異常な過渡変化時」　……図10.9.1，図10.9.2

② LOF型の「事故時」　……図10.9.3，図10.9.4

③ FP放出後にLOF型の事故がおきた場合　……図10.9.5，図10.9.6

以上のように，FPガス放出事象を安全上唯一定量評価の対象としており，「常陽」の高燃焼度試験においても重要である。

(2) その他の事象

①ピン－ピンとの接触事象　②被覆管の膨張による流路閉塞事象，について言及している。

4. 評　　価

本資料により，高燃焼度試験の安全評価上参考となる知見が得れる。

（技－62－275）

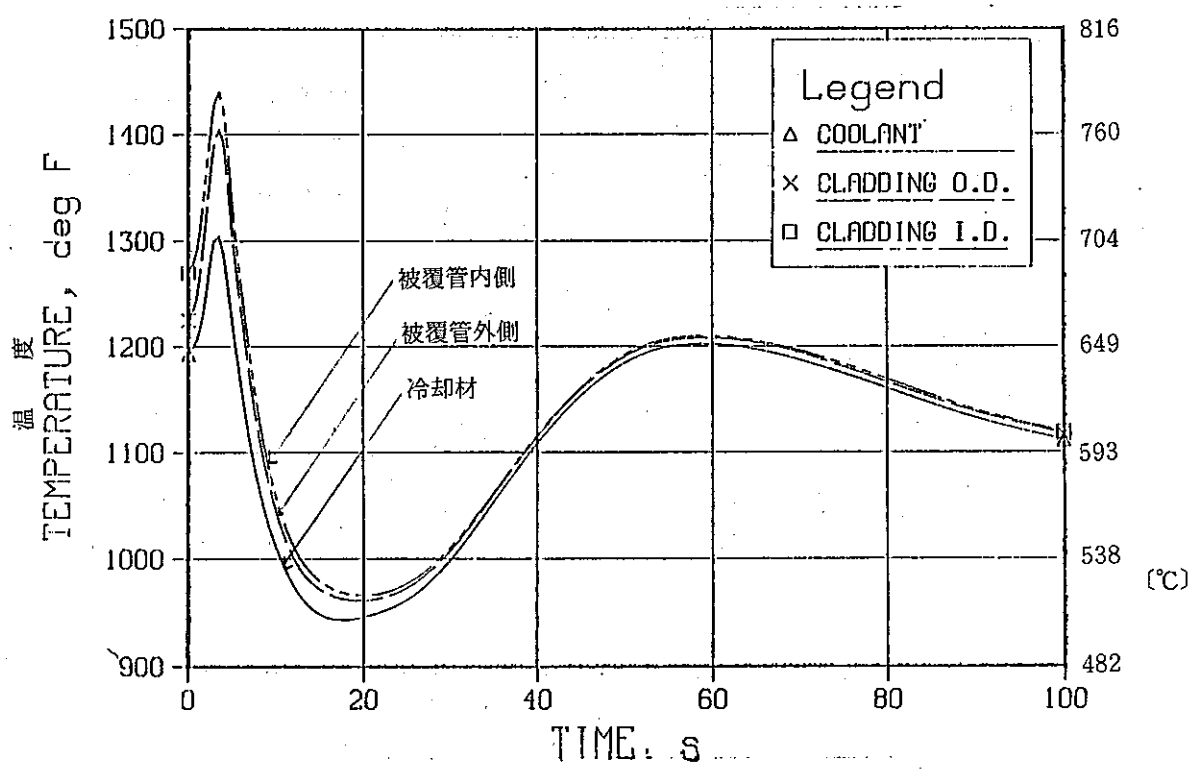


図 10.9.1 「運転時の異常な過渡変化時」のFPガス放出事象－冷却材及び被覆管温度

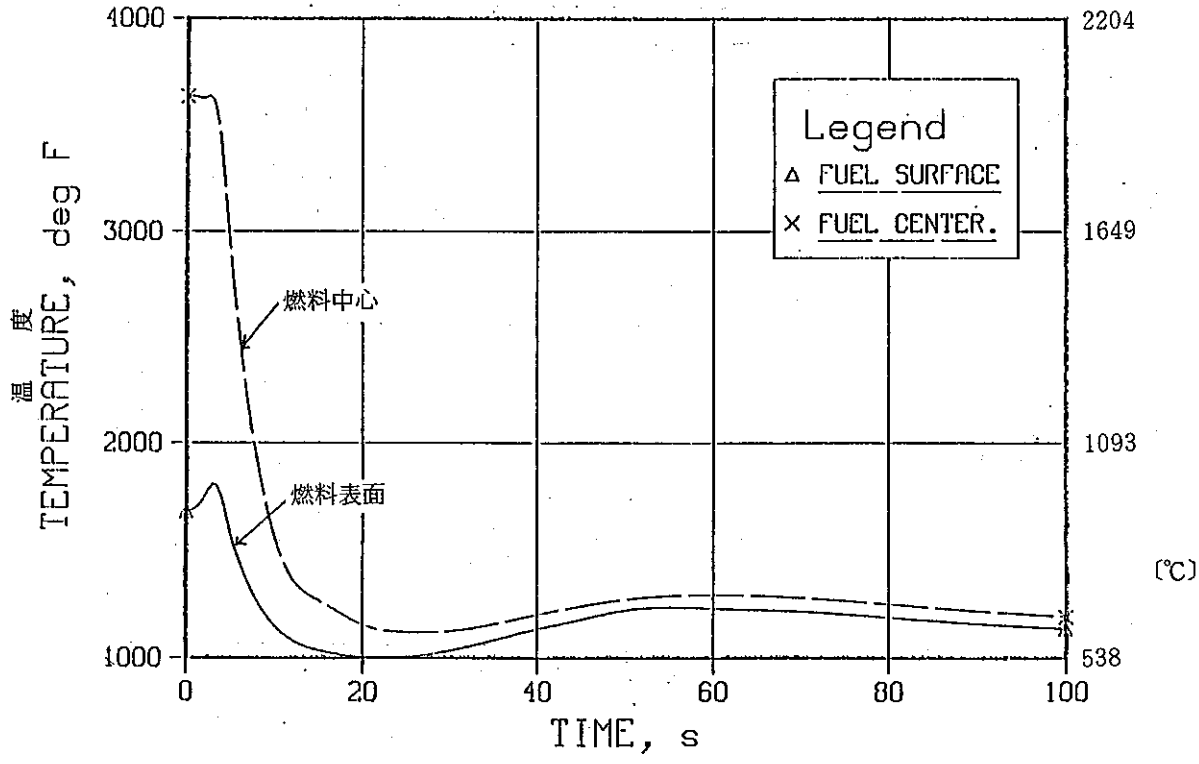


図 10.9.2 「運転時の異常な過渡変化時」のＦＰガス放出事象－燃料温度

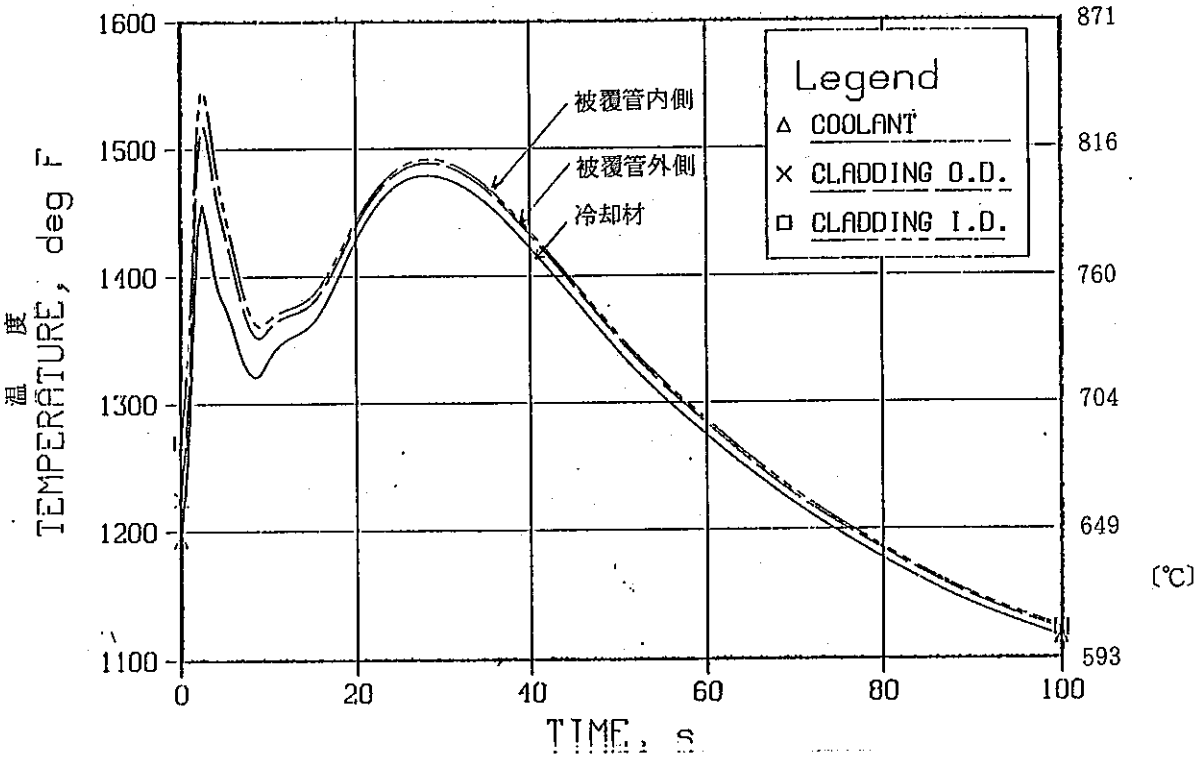


図10.9.3 「事故時」(LOF型)のFPガス放出事象−冷却材及び被覆管温度

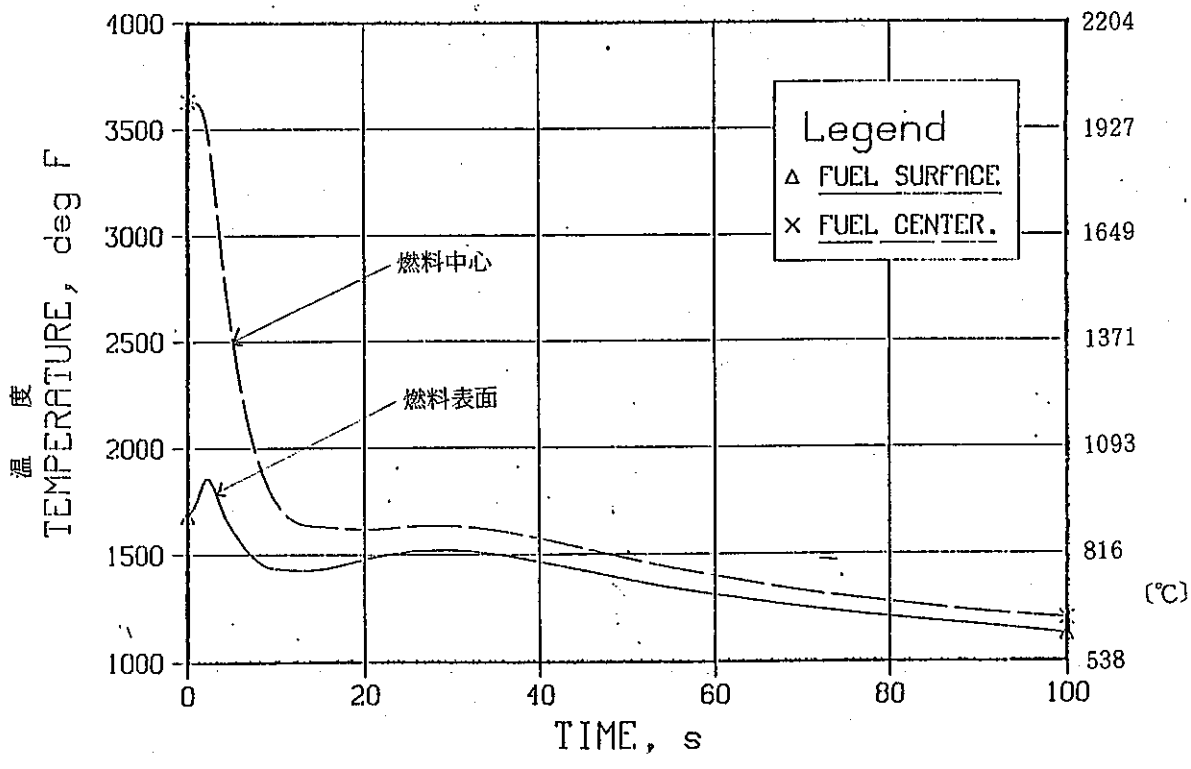


図10.9.4 「事故時」(LOF型)のFPガス放出事象−燃料温度

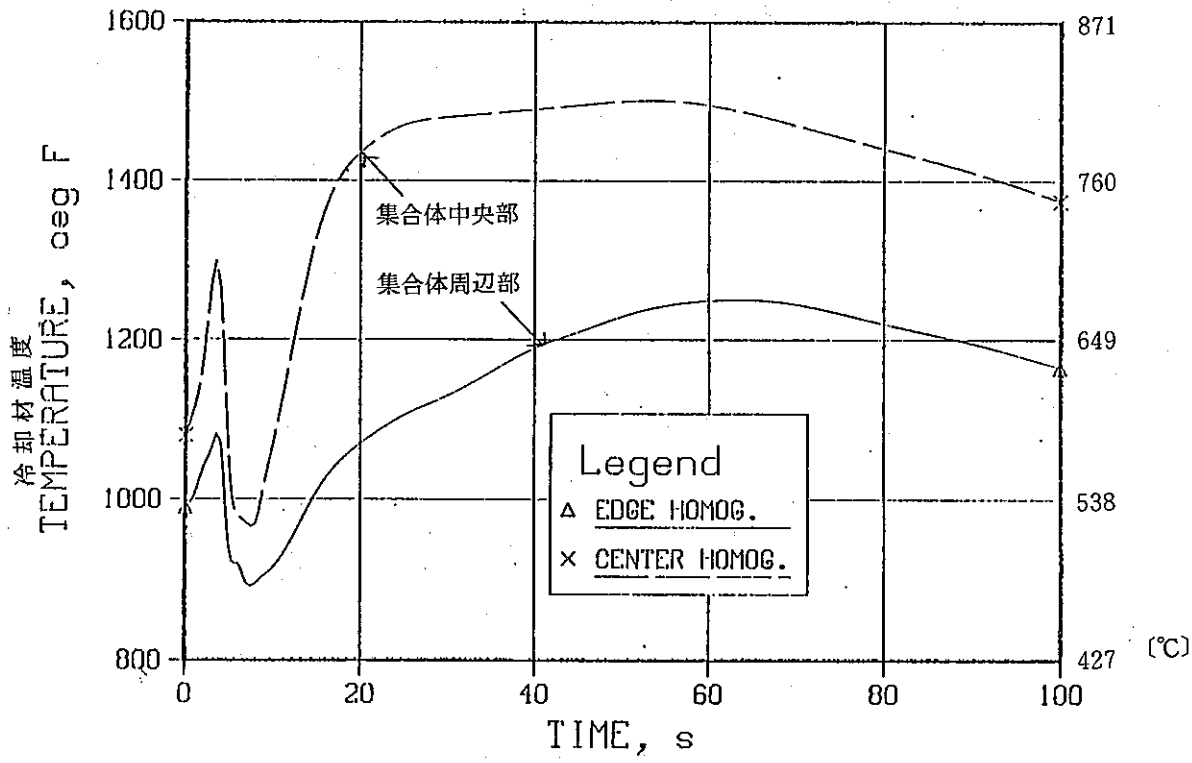


図10.9.5　FPガス放出後に「運転時の異常な過渡変化」（LOF型）がおきた場合

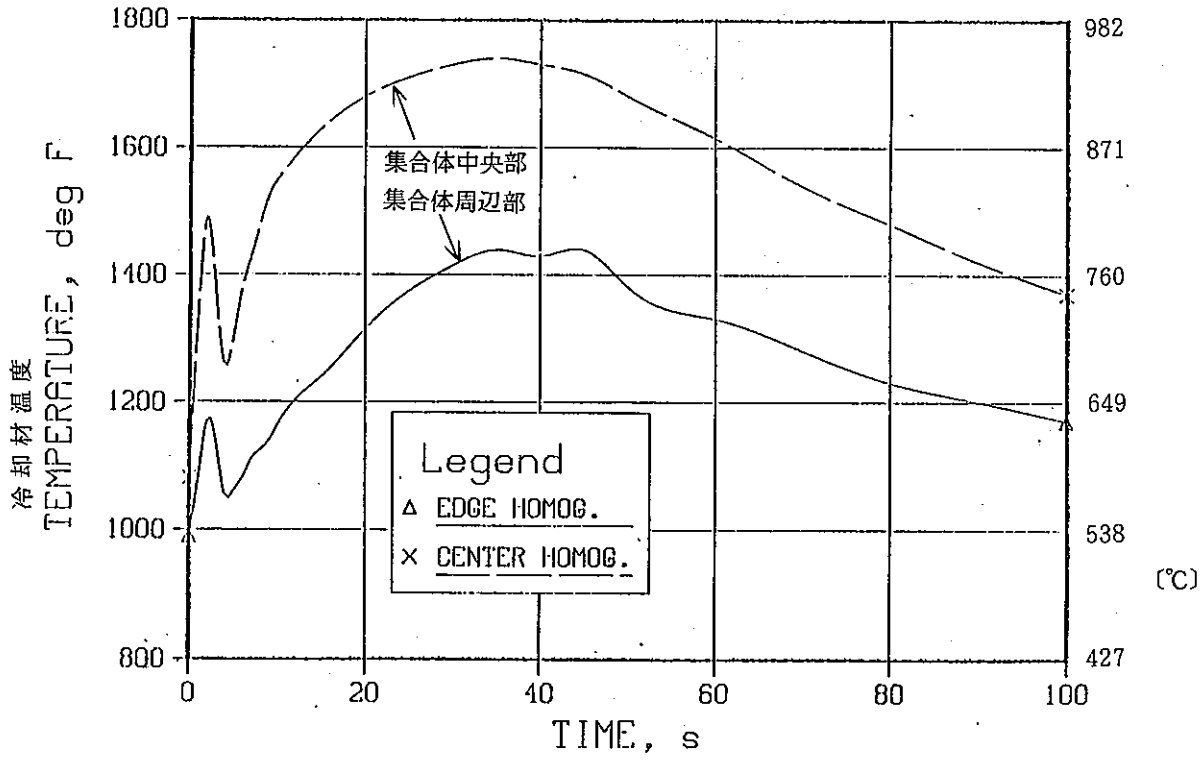


図10.9.6　FPガス放出後に「事故」（LOF型）がおきた場合

10.10 照射試験設備の申請書における記載の比較

報告者：池　田（原子炉利用Gr.）

1. 目　的

国内の主要な研究炉における照射試験設備の申請書における記載を調査した。本調査は“燃料性能実験設備”の「常陽」の申請書における記載の参考とする為に行なった。

2. 調査の対象

(1) JRR−3　　(2) NSRR　　(3) JMTR

3. 調査内容

各炉の記載方法及び該当箇所を技メモに示す。主要な記載方法は次のとおりである。

(1) 本　文

JRR−3，JMTRでは「又，その他原子炉の付属施設の構造及び設備」の節に記載されている。（NSRRは不明）

(2) 添付書類8

JRR−3…「16. 実験利用設備」

NSRR …「10. その他の設備」の「10.1 実験設備」

JMTR …「15. OWL−1 ループ照射装置の安全設計」同様に「16.OWL−2〜」「17.OGL−1〜」

(3) 添付書類10

JRR−3…「2. 運転時の異常な過渡変化の解析」の「2.4 実験物等による反応度添加」

NSRR …「1.2.5 パレス運転時の実験物逸失事故」等

JMTR …上記に相当するもの以外に各照射ループ毎に，たとえば，「1.3 OWL−1 に係る事故」を記載している。

4. 評　価

本資料により国内炉における実験施設の申請上の記載方法が整理された。

（技−62−286）

10.11 高線出力試験の段階的な進め方とその必要性

報告者：池　田（原子炉利用Gr.）

1. 目　的

高線出力試験を段階的に進めることの必要性とその進め方について案をまとめる。

2. 要　旨

(1) 高線出力試験を許認可上，段階的に進めることの必要性

① 安全確保の担保の要求（規制側）

② 燃料破損事象の評価の困難さ

③ 溶融予測の不確かさ

④ 被覆管健全性の論証

(2) 段階的進め方

① フェイズⅠ

溶融割合の予測精度に不確かさを考慮しても，10％溶融を超えない。

② フェイズⅡ

フェイズⅠで溶融のあった場合，そのデータを使用し，不確かさを排除する。

フェイズⅠで溶融のなかった場合，出力を10％増加（暫定）して行う。

3. 評　価

本資料により，高線出力試験の基本的進め方の了解が得られた。

（技－62－293）

10.12 高線出力試験の進め方

報告者：池　田（原子炉利用Ｇｒ．）

1. 目　　的

高線出力試験の照射及び照射後試験の進め方，並びにペレットの不足の生じた場合の対策についてまとめる。

2. 要　　旨

① 段階的試験の実施

フェイズⅠ，フェイズⅡの段階的に試験を進めることにより，溶融割合が確実に制御され，被覆管の健全性が確保されることを担保し，許認可が取得しやすくする。

② ペレットの不足の対策案

フェイズⅡ試験用ペレットが不足した場合，試験用要素を24本→20本（第1案），あるいは試験用要素の燃料部長さを55 cm→45 cm（第2案）とする。

③ 溶融境界面の確保

溶融限界線出力を溶融境界面の線出力から求める必要があるが，溶融割合が10％以内であれば燃料部長さを45 cm（第2案）でも可能である。

3. 評　　価

本資料により，関係各位に進め方の合意が得られた。

（技－62－307）

11. その他の試験研究及び解析評価作業の成果

実験炉部技術課で実施している各種試験研究の成果のうち，3章から10章のカテゴリーに属さないものについて本章で一括して速報する。

この他，本成果報告に係る期間中に多数の成果が技術課メモとして速報されているが，現段階では技術的内容等の観点から割愛した。

11.1 「常陽」1次系ナトリウムサンプリング装置改良試験
(改良型サンプリング装置のサンプリング容器内Naドレン試験)

報告者：鈴木実（分析Gr.）

1. 概　要

ナトリウムの採取試験に先だち予備試験としてサンプリング容器内にナトリウム流通後，サンプリング容器内ナトリウムのドレンの確認試験を行う。

2. 方　法

パラメーターとして，サンプリング容器内ナトリウム流量を1ℓ/m，2ℓ/m，3ℓ/mの3つのケースについて流通後，サンプリング装置の各バルブ等を操作してサンプリング容器内のナトリウムをドレンさせる。(工程を表11.1.1に示す)

その後，サンプリング容器を取りはずして，容器取り付け部より針金を差し入れ，感覚的にドレンの位置を確認する。またサンプリング容器内はそれを分解し目視により確認する。

3. 結　果

(1) サンプリング装置についてはサンプリング容器取り付け位置（スエジロック部）より1ℓ/m，2ℓ/m，3ℓ/mの各試験ともサンプリング容器ナトリウム入口側配管で約120 cmの下方まで出口側配管で約37 cm下方（ガス残留容器内の構造上の理由による）であった。(図11.1.1参照)

(2) サンプリング容器については，内壁に少量うすく付着している程度でほぼ完全にドレンされていることがわかった。

4. 考　察

1～3ℓ/mでのナトリウム流通試験共に全てドレンは本サンプリング装置ではうまく出来た。これは，サンプリング容器内のガスはナトリウム流通時に他の場所へ移行してしまうはずであるから，本装置の特長である。ナトリウム出口側配管途中に設置したガス残留容器が期待通り，ガスを保持していて，ドレン時にはそのガスがサンプリング容器内へ移行，サンプリング容器内ナトリウムがうまくドレンできたものと思われる。

しかし，サンプリング容器の各バルブ付近にはナトリウムが多少あり，ドレンの時間は長く保持する必要があった。

(技－62－234)

表11.1.1　サンプリング試験　8月分スケジュール(予定)

8月 日 / 項目	4 火	5 水	6 木	7 金	8 土	9 日	10 月	11 火	12 水	13 木	14 金	15 土	16 日
容器取付 (分)*													
予熱 (機)*													
Na循環 (機)*		9:00		9:00				9:00					
容器へNa流通及びドレン (分)*													
容器冷却 (機)*			9:00		9:00				9:00				
容器取はずし (分)*													
試験条件													
Na温度					250℃								
C／T温度					140℃								
試験内容		(Na流量1ℓ/mにおけるNaドレンテスト) (a)		(Na流量2ℓ/mにおけるNaドレンテスト) (b)				(Na流量3ℓ/mにおけるNaドレンテスト) (c)					

＊（分）は技術課分析Gr員が行ない（機）は機器システム室員にお願いする。

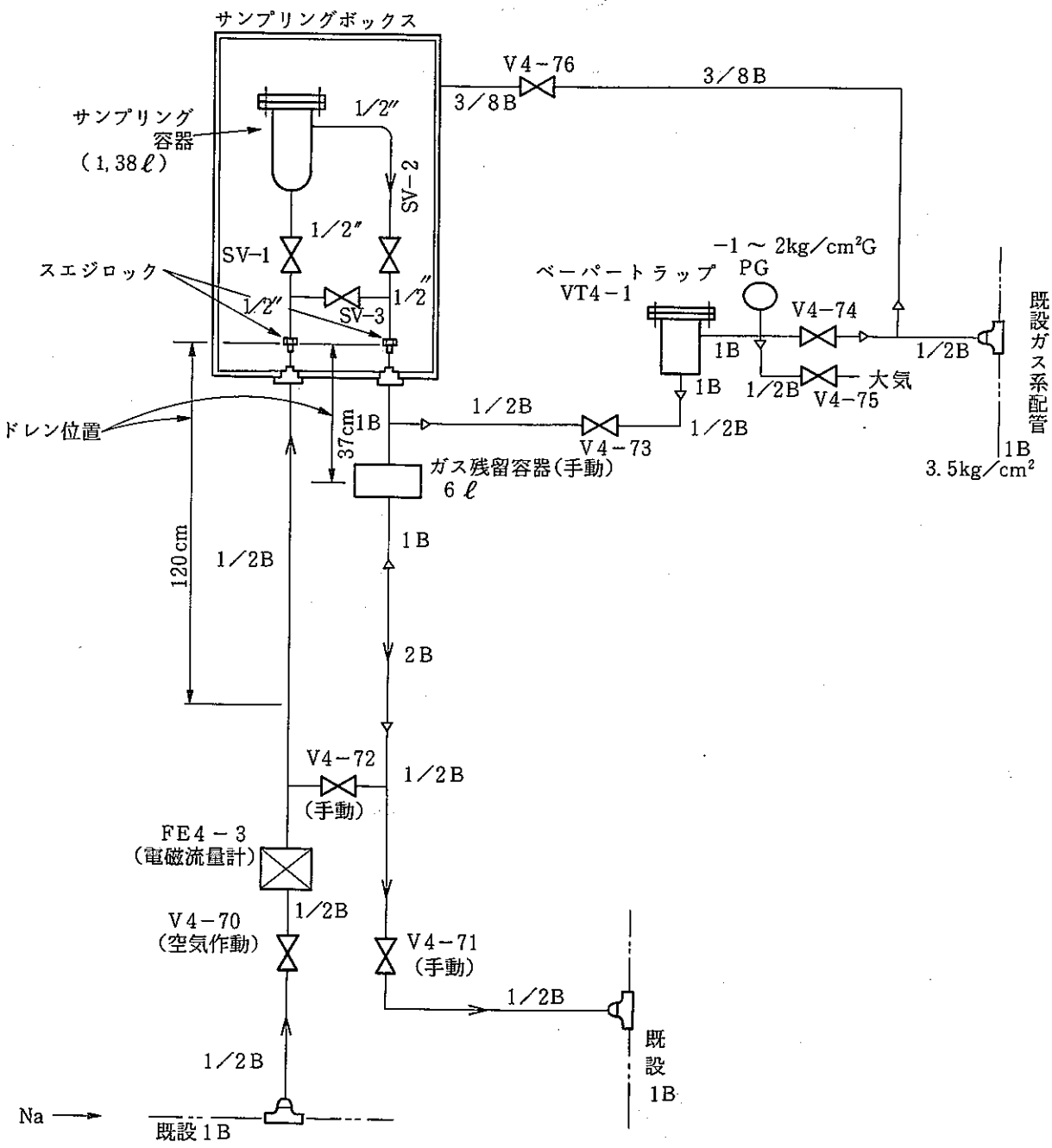


図11.1.1　サンプリング装置

11.2 「常陽」1次系ナトリウムサンプリング装置改良試験（サンプリング容器の検討試験）

報告者：根　本（分析Gr.）

1. 概　要

現在，高速実験炉「常陽」のナトリウムの純度管理分析として，ナトリウムサンプリング・化学分析法がNa分析棟で実施されており，系統からのサンプリング方式はバイパスフロースルー法が用いられている。このバイパスフロースルー法は，ナトリウムフラッシング時のサンプリング管壁への金属不純物の選択的沈着，ナトリウム冷却固化時の不純物の低温部への移動による偏析，および二次サンプリングの代表性など，分析値に与える影響がある。技術課，分析Gr.では，これらの影響を受けない改良オーバーフロー方式についてサンプリング試験を実施中である。本法は,図11.2.1に示すようにナトリウム採取るつぼを装填，金属パッキンでシールしたサンプリング容器を，系統のバイパスラインに取付，ナトリウムをオーバーフローさせた後，ドレンを行い各るつぼにナトリウムをサンプリングするもので，偏析の影響を受けないよう，短時間のナトリウムフラッシングおよびるつぼに採取した全量のナトリウムの分析（二次サンプリングなしの分析）が可能になっている。試験に使用するサンプリング容器は分析値に影響を及ぼさないようにるつぼへのコンタミおよびリークによる外気の混入が起きないよう清浄にし，高真空性を保たねばならない。そこで，サンプリング容器の組立条件の検討および到達真空度試験を行った。

2. 結　果

(1) ループ取付前の容器の残留水分除去は，容器の加熱温度，250℃で，真空排気を2時間の条件で実施する。

(2) ナトリウムの分析に必要な高真空性（Heリーク量：$<10^{-7}$ atm，cc/sec）を得るには，フランジ（金属パッキンシール）ボルトを16 kg・mのトルクで締付ける必要がある。（図11.2.1）

(3) 上記(1)，(2)の条件で組立てた容器をループに取付，ナトリウムのサンプリングをした後，グローブボックス内でるつぼの取出し操作試験を行ったところ，一部のフランジ・ボルト，ナット締付部に焼き付きが生じ実用上問題があることがわかった。この原因としては，締付時のネジ山の変型および昇降温度における熱膨張などが考えられる。

3. 今後の課題

16 kg・m以下の締付トルクで十分なシール効果のある金属パッキンの調査および検討試験を実施する。

（技－62－255）

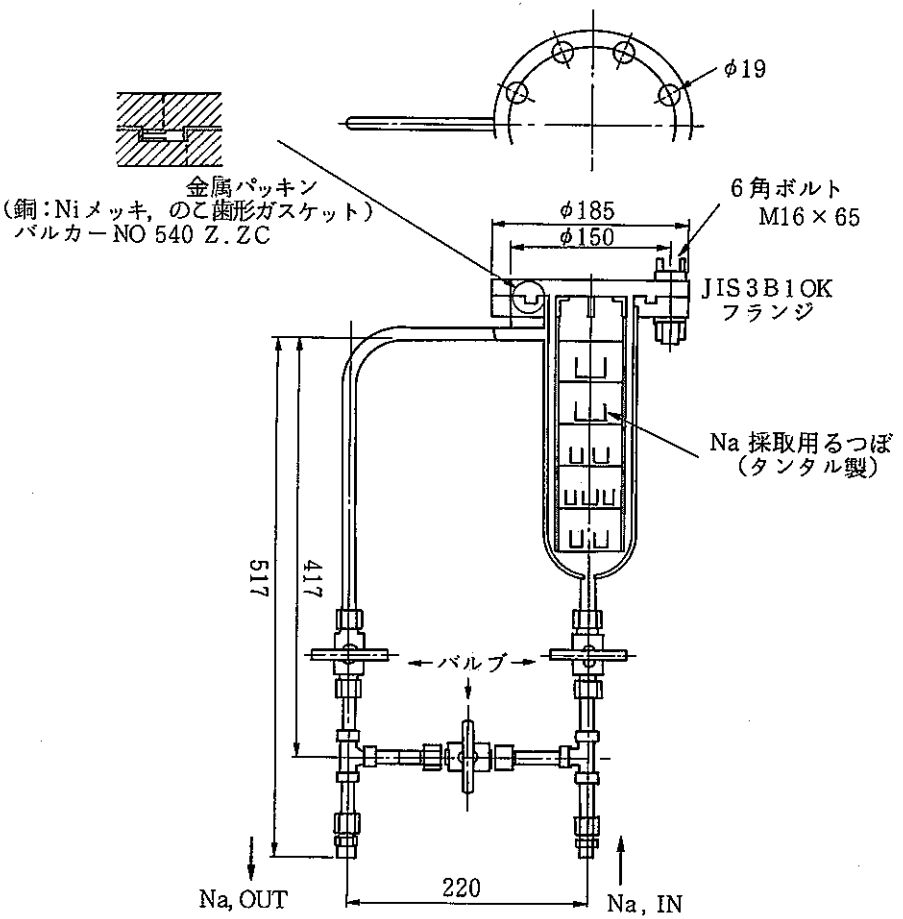


図 11.2.1　サンプリング容器

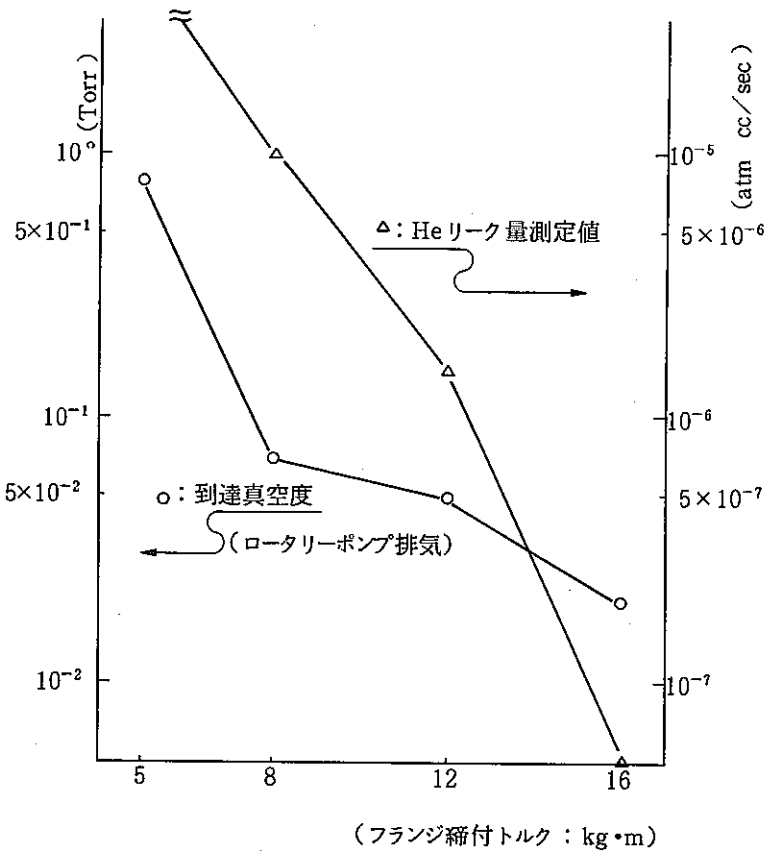


図 11.2.2　サンプリング容器の真空試験

11.3 ナトリウム中^{239}Pu分析の改良試験（α線計測システムの改良）

報告者：根　本（分析Gr.）

1. 概　要

高速実験炉「常陽」，一次系ナトリウムの燃料破損検出系のバックアップおよび純度管理としてナトリウム中プルトニウム分析をNa分析棟で実施している。ナトリウム中微量プルトニウムの分析法は，原子炉内からサンプリングしたナトリウム試料についてプルトニウムを精製した後，ステンレス板上に薄膜状に電着して測定試料とし，α線スペクトロメトリにより^{239}Puの定量分析が行われている。

当分析に使用しているα線計測システムは，長期使用による劣化のため性能低下が目立つようになり，一部回路系の交換および高分解能シリコン半導体検出器の取付けがなされシステムの改良が行われた。

そこで，新構成システムについて，^{239}Puの計数効率，検出限界等の性能確認試験を実施した。

2. 結　果

(1) 新構成システムおよび選定した最適設定条件を図11.3.1に示す。

(2) エネルギーと波高分析器のピークチャンネルとの関係を調べ，エネルギー直線性は良好であることを，1チャンネル当りのエネルギーは，14.3kevであることを確認した。

(3) 実試料の最適測定条件は，試料／検出器，間距離を2.0mmとし，そのときの計数効率は28.6%である。（図11.3.2）

(4) 検出下限値は，測定試料につき7.12×10^{-3} PCiである。（計測時間：30ksec）

3. 評　価

改良前のシステムの性能と比較すると計数効率で13%，エネルギー分解能で15%の感度および精度の向上が確認された。

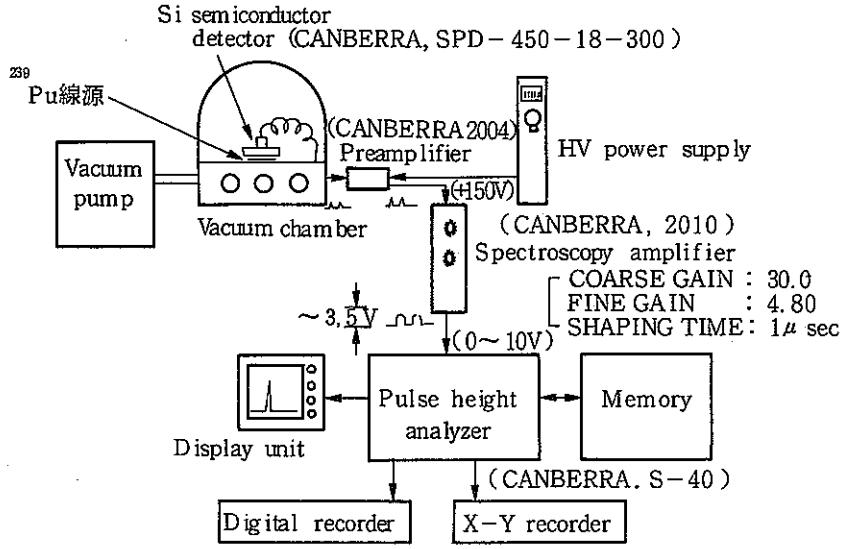


図 11.3.1　α線計測システム

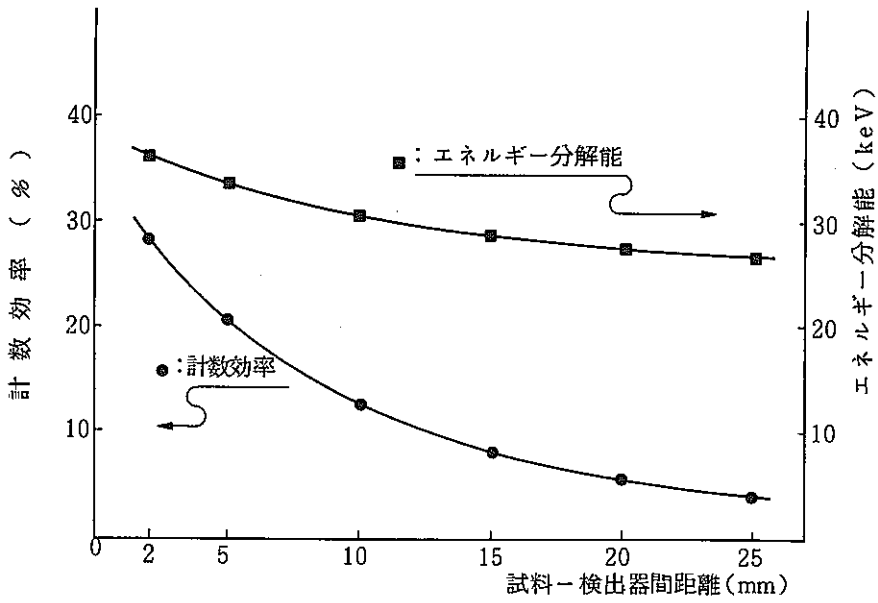


図 11.3.2　試料－検出器間距離と計数効率および分解能

11.4 「常陽」の長期運転計画

報告者：有　井（炉心・運転計画Gr.）

「常陽」の長期運転計画を，法令で定められた3ケ年計画の作成，照射計画の立案等を目的として作成した。

（計画作成条件）

- 各定検期間中の定検項目毎の所要日数については，部内各課の検討結果を集計した。*
- 運転日数は，原則として70日運転とする。但し，70日運転を年間4サイクル行うためには，サイクル間の炉停止期間を24日以内とする必要がある。また，特殊運転が入る場合は，定格運転日数を削減してその運転日数を捻出することとなる。
- 炉心燃料の交換本数は，第13～第20サイクルの間もそれまでと大幅な変化はないものと考える。
- 照射計画は，本計画作成のため，照射課から提示された計画による。

＊この集計結果には，休日は加味しておらず，これまでの実績から，工程の並列化等により捻出された日数を休日に充当できるため，本計画作成上考慮せず，単純に各項目毎に所要日数を加算することで当該定検の日数を算出できる。

表11.4.1 「常　陽」の　運　転　計　画